SUPLEMENTO 2.-Descripción y Evaluación detalladas de la Revisión Periódica de la Seguridad

INDICE

PRIMERA PARTE: DESCRIPCIÓN DE LA REVISIÓN PERIÓDICA DE LA SEGURIDAD

SEGUNDA PARTE: EVALUACIÓN DE LA REVISIÓN PERIÓDICA DE LA SEGURIDAD

PRIMERA PARTE
DESCRICPCIÓN DE LA REVISIÓN PERIÓDICA DE LA SEGURIDAD

La Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) presentada por el titular en apoyo de su solicitud es la segunda RPS llevada a cabo por el mismo y el periodo objeto de revisión comprende desde el 1 enero 1999 hasta el 31 diciembre 2008.

1. -Experiencia Operativa

1.1 -Experiencia Operativa Interna

Alcance del análisis del titular

La RPS se ha centrado en los Sucesos Notificables, en los Sucesos Propios No Notificables y en las Incidencias Menores. Dentro de los Sucesos Propios Notificables se distingue entre paradas instantáneas del reactor (PI) y paradas no programadas (PNP). En febrero de 2006 se decidió eliminar el grupo de Sucesos Propios No Notificables e incluirlos a partir de entonces dentro de Incidencias Menores. Para llevar a cabo este análisis, el titular ha utilizado la información contenida en los Informes Anuales de Experiencia Operativa, los Informes de Sucesos Notificables, los Informes Especiales, el Diario de Operación, en la Base de Datos de Experiencia Operativa y en la documentación correspondiente a las modificaciones de diseño y la base de datos del Programa de Acciones Correctivas.

El titular ha llevado a cabo una revisión de los análisis realizados de la experiencia operativa interna, habiendo estado orientada dicha revisión a observar la evolución de los sucesos propios, sus causas y las acciones correctoras y a reconsiderar la validez de las acciones establecidas en su momento y a establecer, en su caso, nuevas acciones correctoras.

En el periodo evaluado, el titular ha analizado un total de 281 sucesos: 93 Sucesos Propios Notificables, 87 Sucesos Propios No Notificables y 97 Incidencias Menores (aunque se han producido 898 Incidencias Menores, en la RPS sólo se han contabilizado aquellas para las cuales se ha realizado un análisis de causa raíz (101), ya que son las que se consideran significativas). Dentro de los 93 Sucesos Propios Notificables, 7 son paradas instantáneas del reactor y 14 son Paradas No Programadas.

Resultados del análisis de tendencias de los sucesos

El titular ha realizado para los Sucesos Notificables un análisis de tendencias que incluye, la evolución del número anual de sucesos notificables, la evolución del número anual de paradas automáticas del reactor, así como de las acciones establecidas para su resolución. También se han clasificado las diferentes causas identificadas que han originado los sucesos notificables, según sean causas directas o factores causales, con el fin de identificar tendencias en el período.

Se ha observado una cantidad mayor de sucesos notificables en dos momentos concretos del período. El primero, en el año 1999, corresponde al principio del período debido a la ocurrencia de cuatro pérdidas de suministro exterior y a la detección de cuatro errores documentales en la documentación aportada por ENUSA. El segundo corresponde al año 2007, tras la implantación de la nueva normativa de notificación (IS-10) publicada a finales de 2006 donde se modificaron los criterios de notificaciones al Consejo de Seguridad

Nuclear. Actualmente se puede observar una tendencia a la reducción de los sucesos notificables situándose en unos valores parecidos a la media del período (alrededor de 9 sucesos anuales).

La tendencia del número anual de paradas automáticas del reactor que han originado sucesos notificables es también decreciente a lo largo del período analizado.

En cuanto al resto de sucesos (sucesos no notificables e incidencias menores), el titular también ha realizado análisis de tendencias con similar alcance y contenido al realizado para los sucesos notificables. En estos análisis se destaca un aumento considerable en el número de incidentes evaluados. Las razones que han influido en este aumento han sido, por una parte, la inclusión de nuevos tipos de incidentes en el proceso de evaluación de la Experiencia Operativa Propia y, por otra, el fuerte impulso a la notificación por parte de la Dirección y las nuevas herramientas informáticas de gestión del proceso, la más potente de las cuales el Programa de Acciones Correctivas (PAC) asociado a la implantación del Sistema Integrado de supervisión de Centrales (SISC). El balance del período analizado es de 87 sucesos no notificables y de 97 incidencias menores.

Resultados del análisis de acciones correctoras

Respecto de las acciones correctoras, en el caso de Sucesos Propios Notificables, el aumento de acciones correctoras en los últimos años del periodo evaluado se debe en gran parte, como se ha mencionado, a la entrada en funcionamiento del programa de gestión de acciones correctivas (GesPac o PAC), lo que provocó que se emitieran nuevas acciones correctivas correspondientes a la realización de ISN y los Análisis de Causa Raíz (ACR) correspondientes.

En relación a los Sucesos Propios No Notificables, se observa una disminución drástica en el número de acciones en el año 2004; el motivo es la parada prolongada que se llevó a cabo dicho año para solucionar los problemas del sistema de agua de servicios esenciales.

Para las Incidencias Menores cabe señalar que el aumento acusado que se produce desde 2006 es debido a la eliminación en dicho año de la categoría de Sucesos Propios No Notificables y su inclusión en el grupo de Incidencias Menores; adicionalmente hay que destacar que, de las 1401 acciones totales, sólo 302 corresponden a acciones derivadas de incidentes evaluados mediante ACR.

. Todas las acciones derivadas de sucesos notificables son de alguno de estos tres tipos:

a) Acciones correctoras, cuyo objeto es resolver las causas directas de un suceso.
b) Acciones correctivas, encaminadas a resolver las causas raíces de un suceso, evitando así que éste se repita.
c) Propuestas de mejora, para lograr que un proceso o actividad que ya cumple con los requisitos aplicables sea más eficaz y/o eficiente.

Resultados del análisis de causas

En lo concerniente a las causas directas de los sucesos, la que ha provocado el mayor número de Sucesos Propios Notificables dentro del periodo analizado son los factores humanos, con una distribución de frecuencia 33%, seguida de deficiencias mecánicas, de instrumentación y control y eléctricas (con distribuciones del 19%, 18% y 15% respectivamente); la causa menos relevante fueron las deficiencias químicas. Los errores

ocurridos durante la operación de la planta (fundamentalmente en prácticas de trabajo y en procedimientos o documentación escritos) son los que más han contribuido al elevado número de sucesos por fallos humano. Cabe destacar que no se ha producido ningún suceso de esta categoría por deficiencias hidráulicas o neumáticas.

En el caso de los Sucesos Propios No Notificables, la causa directa más frecuente son también los factores humanos, con una distribución de frecuencia del 29%, seguida muy de cerca por las deficiencias mecánicas (28%)

Mejoras del proceso de gestión

Para la mejora de las evaluaciones realizadas de la Experiencia Operativa Propia se reforzará la participación, en estas evaluaciones, de los diferentes departamentos que se vean involucrados en los sucesos ocurridos. El objetivo a alcanzar es convertir la Experiencia Operativa Propia en una acción multidisciplinar con la participación activa de diferentes áreas y el refuerzo del trabajo en equipo y la comunicación interdepartamental. Para sucesos significativos se solicitará la creación de equipos de análisis multidisciplinares.

Se seguirá fortaleciendo el uso de la Experiencia Operativa en las actividades de trabajo, como los "pre-job briefing" y "post-job debrief", mejorando la realimentación de las lecciones aprendidas por parte de los ejecutores y responsables de trabajos a los gestores de la información de Experiencia Operativa que se usa en la central.

Se reforzará el uso de la Experiencia Operativa como parte de la Cultura de Seguridad.

Se reforzará la verificación de la efectividad de las acciones emprendidas de la Experiencia Operativa Propia mediante el estudio de tendencias adversas globales, así como de estudios globales de problemáticas concretas.

1.2 Experiencia operativa externa

Alcance del análisis del titular

El titular ha revisado los sucesos correspondientes al periodo referenciado de la actual RPS, a través de los siguientes documentos:• Informes de Sucesos Notificables (ISN) de otras CCNN españolas, y Ascó en particular por ser la central con la que comparte la explotación integrada de las actividades, • Sucesos significativos emitidos por WANO e INPO (Significant Event Reports (SER's) y Significant Operating Experience Report (SOER's)), • Sucesos informados al IRS del OIEA comunicados por el CSN, • Comunicaciones de suministradores (Technical Bulletins y Nuclear Safety Advisory Letter (NSAL) de Westinghouse y de otros suministradores).

El titular ha llevado a cabo una revisión de los análisis realizados de las experiencias operativas de los diferentes tipos, cuyo alcance es similar al de la experiencia operativa propia.

Adicionalmente, el titular ha realizado una valoración global del proceso y de la gestión de la experiencia operativa ajena. En cuanto al proceso, se ha valorado la evolución de los documentos recibidos, las evaluaciones y el porcentaje de acciones derivadas. Respecto de la gestión, la valoración ha estado orientada a los tiempos promedios de solicitud y cierre de la evaluación y al tiempo de cierre de las acciones.

Resultados del análisis:

Los resultados se exponen por grupos como los indicados al principio de esta apartado: experiencia operativa de Ascó, experiencia operativa del resto de centrales nucleares españolas y de otra experiencia operativa externa. Al final se exponen unas conclusiones generales acerca de la gestión. A continuación se exponen los resultados del análisis:

- En relación con los sucesos debidos a la experiencia operativa de C. N. Ascó se han analizado en total 279 sucesos, todos ellos ISN o sucesos que sin llegar a ser notificables, se han considerado de mayor aplicabilidad para CN Vandellós II; y se ha observado un aumento en el número de sucesos notificables que han debido ser analizados en los años 2007 y 2008 motivado por la publicación de la IS-10 sobre notificabilidad de sucesos al CSN.

- En cuanto a los sucesos debido a la experiencia operativa del resto de centrales nucleares españolas se han analizado 362 sucesos, algunos de ellos fuera del alcance temporal de la RPS.

  En este grupo de sucesos se ha observado un aumento de análisis de sucesos por la aparición de la IS-10 y por el compromiso adquirido por el titular con el CSN de analizar todos los sucesos notificables de las otras centrales española desde 2002.

  En lo referente a las acciones derivadas de estas evaluaciones, se aprecia un aumento en su número desde la entrada en vigor en 2004 de la aplicación de la herramienta informática GesPAC (el aumento del número de acciones que se aprecia desde 2005 en adelante refleja el retraso de más de un año en las evaluaciones de los sucesos de las centrales nucleares españolas introducidos en 2002).

- Con respecto a la experiencia operativa externa, los documentos analizados, excluidos los sucesos de centrales nucleares españolas, han sido los siguientes:

  • SOER (Significant Operating Experience Reports) y SER (Significant Event Report) emitidos por el Institute of Nuclear Power Operations (INPO) de EE.UU.
  • TB (Technical Bulletin) y NSAL (Nuclear Safety Advisory Letter) emitidos por Westinghouse y documentos procedentes de otros suministradores.
  • Análisis de sucesos solicitados específicamente por el CSN (informados al IRS del OIEA y otros sucesos).

Como resumen de esta parte de la experiencia operativa ajena (EOA) en la RPS se incluye lo siguiente:

- Se han analizado 172 documentos SER y SOER, 19 sucesos solicitados por el CSN y 315 comunicaciones de suministradores.

  En el caso de los SER y SOER, se observa un incremento en 2007 y 2008 del número de evaluaciones cerradas, lo que se atribuye al aumento de recursos humanos en el área de EOA.

- Respecto a los TB emitidos por Westinghouse, se han analizado 96 correspondientes al periodo de la RPS y 13 correspondientes a otros años (1974, 1989, 1992, 1996, 1997, 1998 y 2009).

Asimismo, se han analizado 106 NSAL dentro del alcance de la RPS y 26 pertenecientes a otros años entre 1992 y 1998 ambos inclusive.

Además de estos documentos de Westinghouse, se han evaluado otros procedentes de diversos suministradores. De todos los documentos analizados, 65 aplican a CN Vandellós II y han dado lugar a acciones correctoras.

- Finalmente cabe señalar que, de los 19análisis específicos que se han llevado a cabo, requeridos expresamente por el CSN durante el periodo de la RPS, 3 de ellos son de sucesos informados al IRS del OIEA. Sólo 5 de este conjunto de sucesos se consideran aplicables y han dado lugar a acciones.

- Conclusiones generales acerca de la gestión y del proceso de la experiencia operativa externa:

  a) El tiempo promedio de solicitud de evaluación (tiempo promedio entre la fecha de publicación/recepción del documento y la fecha en la que se solicita su evaluación al especialista) es excesivo: 120 días.

  b) El tiempo promedio de cierre de evaluación (tiempo promedio entre la fecha de solicitud de evaluación y la fecha en que se da por cerrada la misma y se identifican las acciones de mejora en el PAC, si las hubiera) es de unos 300 días, y aunque su tendencia en los últimos años del periodo analizado ha sido a disminuir, sigue siendo un valor muy elevado.

  c) El tiempo promedio de cierre de las acciones generadas de los análisis de documentos de EOA ha ido disminuyendo en los últimos años, alcanzando un valor algo mayor de 100 días.

El titular ha establecido nuevas acciones correctoras para corregir las tendencias actuales de tiempo de solicitud y cierre de evaluación de sucesos de la experiencia operativa externa.

2. Experiencia Relativa al Impacto Radiológico

2.1.-Dosis Ocupacional

La RPS se ha centrado en el análisis de la dosis operacional para el personal de plantilla y contratado en operación normal y en recargas o paradas significativas, y su evolución a lo largo del período. Adicionalmente, ha analizado el Plan de Optimización de Dosis, orientado a continuar garantizando el cumplimiento del criterio ALARA para los trabajadores, y ha incorporado una valoración de la evolución global del Proceso de Gestión y Control de la Protección Radiológica. También se identifica las áreas de mejora como resultado de los análisis realizados.

Como resultado de la revisión el titular ha concluido lo siguiente:

- Las dosis colectivas anuales han seguido una tendencia decreciente durante todo el período revisado, exceptuando los dos últimos años debido a las paradas no programadas de 2006 y la larga duración de la Recarga 15, por modificaciones de diseño importantes en los sistemas de agua de refrigeración de salvaguardias.

- La dosis anual recibida por más del 90% de los Trabajadores Expuestos se encuentra, en todo el período, por debajo de 3 mSv; se ha disminuido progresivamente el número de trabajadores que reciben dosis por encima de 10 mSv y en ningún caso se han superado los 20 mSv anuales.

- No se ha asignado dosis efectiva comprometida a ningún trabajador expuesto por incorporación de radionucleidos en todo el período considerado.

- El Programa de Optimización de Dosis implantado en CN Vandellós II se considera adecuado a la vista de los resultados obtenidos.

- Se han identificado áreas de mejora en el Programa de Optimización de dosis. Las mejoras en el sistema de vigilancia de la radiación, las acciones encaminadas a la reducción del término fuente, la mejora en el control de la contaminación, la sustitución de pórticos de medida de la radiación en zona controlada y la mejora en el proceso de planificación según se establece en el proceso 'Work Management' de INPO, son algunas de las acciones de mejora que tiene previsto el titular para el siguiente período de RPS.

- Asimismo, se han identificado también acciones de mejora en el Proceso de Gestión y Control de la Protección Radiológica. Estas acciones se centran en el cumplimiento de los estándares de protección radiológica.

- El titular ha revisado las mejoras implantadas en los procesos y procedimientos del ámbito de la PR operacional, las modificaciones de diseño más significativas para el control operacional de dosis y de contaminación en planta, los resultados del Programa de Reducción del Término Fuente y las acciones de mejora para reforzar los estándares de PR, y las ha considerado adecuadas y efectivas.

- Como acciones futuras, se destacan entre otras las siguientes:

• Sustitución del sistema de Vigilancia de la Radiación e instalación de 3 nuevos monitores en contención, que permitirán conocer el estado radiológico de la contención en continuo.
• Continuación de las acciones encaminadas a la reducción del Término Fuente, en particular la inyección de zinc, el suministro de válvulas con bajo contenido en Cobalto, y la optimización de la química en parada, para minimizar la actividad en el RCS según los parámetros recomendados por EPRI. Adicionalmente se evaluará la posibilidad de aumentar el pH de inicio de ciclo, y mantener dicho pH constante durante el ciclo, para reducir la deposición de productos de corrosión. A este efecto, se tendrán en consideración las recomendaciones del fabricante de combustible y las experiencias internacionales en programas de alto pH.
• Sustitución de los pórticos previos a la salida de zona controlada e instalación de pórticos para la medida de la radiación gamma a la salida de zona controlada
• Mejora en el proceso de planificación según se establece en el proceso 'Work Management' de INPO (INPO AP-928), que redundará en la minimización de la dosis colectiva (ALARA), así como en la mejora del control radiológico de los trabajos
• Estudio de viabilidad para la instalación de una cúpula en la esclusa de equipos de Contención, para prevenir el riesgo de dispersión de la contaminación durante el movimiento de materiales a través de la misma.
• Instalación de barreras físicas en los accesos a zonas de permanencia reglamentada y acceso prohibido, para evitar accesos no autorizados a las mismas.

2.2.-Vertidos y Dosis al Público

La RPS se ha centrado en el análisis de los datos relativos a los vertidos de efluentes líquidos y gaseosos desde el año 1999 hasta 2008, ambos incluidos. Se han analizado tanto las actividades vertidas como la evolución de la dosis efectiva debida a los efluentes.

Se ha realizado, además, una valoración de la evolución global de los procesos y procedimientos afectados dentro del alcance del control de efluentes líquidos y gaseosos, identificando las mejoras realizadas en los sistemas de tratamiento de efluentes y los resultados obtenidos a partir de los datos de actividad y contenido isotópico de los vertidos de cada año.

Como resultado de la revisión el titular ha concluido lo siguiente:

- Para los efluentes líquidos, se observa una tendencia a la disminución de la actividad vertida por gases nobles, iodos y partículas. En cambio, no se producen variaciones significativas en la actividad vertida por tritio.

Para los efluentes gaseosos, hay que destacar que a partir del año 2002 se realizaron cambios en la metodología, factores de dosis y parámetros necesarios en el cálculo de las dosis al público en MCDE, para adaptarlo a los requerimientos de la Directiva 96/29/EURATOM de la Unión Europea, la ICRP-60 y el Reglamento Protección Sanitaria contra Radiaciones lonizantes (RPSRI) de 2001 (Real Decreto 783/2001 de 6 de julio, BOE 17826/07/01). Estos cambios, que se ihan incluido en la revisión 6 del MCDE, shan supuesto un aumento de la actividad del C-14 y del Kr-85 registrada en los últimos dos años. La actividad debida a los gases nobles, el tritio y el C-14 representa más del 99% del total de actividad vertido por efluentes gaseosos en todo el período de análisis.

- El máximo valor de dosis efectiva anual al individuo más expuesto ha supuesto el 2,79% de la Restricción Operacional de Dosis, situada en 100 μSv/año. Este valor está a su vez muy por debajo del Límite Legal para miembros del público según el Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes.

- Se han identificado acciones de mejora en el proceso de control de efluentes. Una de ellas orientada a ajustar la contribución de los efluentes radiactivos a la restricción operacional de dosis, tras detectar la tendencia al alza de la contribución de los efluentes gaseosos que se viene produciendo desde 2007, modificando el MCDE y la otra es la implantación, a partir del año 2009, de un nuevo sistema para la cuantificación de actividad para el Kr-85 en efluentes gaseosos que permitirá alcanzar el Límite de Detección requerido en la recomendación 2004/2/EURATOM de la Unión Europea.

- El titular ha introducido también mejoras específicas en el diseño de los sistemas de tratamiento y control de los efluentes, como la nueva Planta de Desecado y la revisión del tamaño de poro de los filtros de sistemas de tratamiento, han permitido la optimización del tratamiento de los residuos y la disminución de la actividad vertida por efluentes líquidos.

- Las conclusiones más importantes que se derivan del Programa de Reducción del Término Fuente son:

  • El programa de reducción de fallos en las varillas de los elementos combustibles ha

Dado excelentes resultados y se ha traducido en una disminución de la actividad vertida por gases nobles.

- Se está demostrando el beneficio de la inyección de zinc para la reducción de la actividad por cobalto vertida en efluentes líquidos.

– Globalmente, el titular concluye que, de la revisión realizada, el programa de control de efluentes líquidos y gaseosos ha tenido resultados satisfactorios, habida cuenta de la tendencia registrada para las actividades vertidas, las dosis efectivas al individuo más expuesto y los resultados positivos alcanzados en las mejoras de diseño implantadas y en el Programa de Reducción del Término Fuente.

2.3.-Residuos Radiactivos Sólidos

La RPS se ha centrado en el análisis de los datos correspondientes a la generación de residuos sólidos desde el año 1999 hasta 2008, ambos incluidos.

Se ha analizado la evolución de los residuos radiactivos de media y baja actividad y del combustible gastado y residuos de alta actividad y se han revisado las actividades de almacenamiento y las incidencias en el control de los movimientos residuales y residuos radiactivos, y se han analizado los residuos no acondicionados y residuos sin vía de gestión.

Asimismo, el titular ha incluido una valoración de la evolución global de los procesos de gestión de residuos y de las modificaciones realizadas en el sistema de acondicionado de residuos. Adicionalmente, identifica áreas de mejora en procesos y procedimientos.

Como resultado de la revisión el titular ha concluido lo siguiente:

– Se ha producido una reducción de casi un 30% en el número de bultos generados en el período en revisión respecto al período anterior, que ha supuesto una reducción de 170 m3 de residuos radioactivos.

– El volumen producido de residuos tipo A y D es similar, y juntos representan más del 85% del volumen total generado. En cambio, la actividad total embidonada en residuos tipo D representa solamente del 0,8% del total, mientras que la actividad en bultos tipo A constituye el 95% de la actividad embidonada.

– La ocupación del almacén a 31 de diciembre de 2008 es del 11,2%, y la capacidad del mismo es de 9.628 bidones adicionales a los 1.214 que existen actualmente. Se estima que la capacidad del almacén está garantizada los próximos 20 años.

– Conforme a la actual programación de ciclos de C.N. Vandellós II, se estima la saturación de la capacidad de almacenamiento de la piscina para el año 2021, considerando capacidad suficiente para la descarga de un núcleo completo.

– Se dispone de 32,1 m3 de residuos no acondicionados ni en proceso de acondicionamiento, siendo, en la mayor parte, residuos potencialmente desclasificables.

– Por lo que se refiere a proyectos de desclasificación, se ha realizado un esfuerzo significativo en los últimos años en la caracterización radiológica de los residuos de muy baja actividad de forma que, una vez se disponga de las aprobaciones necesarias, se pueda proceder a la desclasificación de los mismos.

– Las mejoras introducidas en el programa de reducción de generación de residuos tales como la desclasificación de residuos de muy baja actividad no muestreable, la segregación para asegurar ausencia de actividad, la nueva máquina de microgranallado y la optimización de la cantidad de resinas de baja actividad, junto con modificaciones de diseño importantes como la implantación de un nuevo sistema de embidonado, de la planta de regeneración de resinas agotadas procedentes de los desmineralizadores de la purga de los generadores de vapor y la instalación de la planta de desecación para el desecado de lodos concentrados de evaporador entre otras, han reducido la generación de bultos radiactivos.

– A lo largo del período de revisión, se ha aprobado la metodología de aceptación de bultos no conformes para diversos tipos de bultos, y se han editado los libros de proceso correspondientes, de modo que se ha reducido la cantidad de bultos pendientes de aceptación en C.N. Vandellós II.

– En los últimos 10 años se ha producido un único incidente relacionado con el control de materiales residuales, que fue notificado al CSN por iniciativa del titular y que no ha supuesto riesgo alguno para los trabajadores, la población o el medio ambiente.

2.4.-Vigilancia Radiológica Ambiental

En el periodo 1999-2008 se ha continuado realizando la Vigilancia Radiológica Ambiental de acuerdo con los criterios establecidos en la revisión vigente del Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE).

En el periodo 1999-2008 se ha recogido un promedio de 1045 muestras anuales sobre las que se han realizado una media de 1355 análisis en cada campaña anual.

La RPS se ha centrado en la evolución del Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental, la evolución de las medidas de radiación directa de las medidas de yodo en aire, de las medidas de partículas en aire, de las medidas de radiactividad en suelos, de las medidas de radiactividad en agua de lluvia, en agua potable, en agua subterránea, en agua de mar, en aire, en sedimentos, en alimentos, en arena de playa, y en organismos indicadores.

Adicionalmente, se ha analizado la evolución global de los procesos de gestión de la vigilancia radiológica ambiental y de los procedimientos, se ha revisado las modificaciones e identificado las acciones de mejora y se ha realizado una valoración global de resultados y de las vías de exposición más significativas.

Los principales resultados de los análisis y valoraciones han sido los siguientes:

– En el periodo 1999-2008, el programa de vigilancia se ha desarrollado de acuerdo a lo establecido en el MCDE, con un nivel de incidencias muy bajo.

– Las modificaciones en el programa se han introducido fundamentalmente en estaciones de muestreo de alimentos, por desaparición de suministradores.

– Los procedimientos, tanto los relativos a recogida de muestras como los de preparación y medida de los laboratorios, se han ido adaptando a las normas UNE y procedimientos del CSN editados en el periodo de la RPS.

- Los resultados del programa no muestran tendencias ascendentes en los niveles de radiación en el entorno de la central. Las actividades detectadas son en todos los casos muy inferiores a los niveles de notificación establecidos en el MCDE y carecen de significación radiológica.

- Con base en los resultados de las campañas anuales del PVRA se introducen, si se considera necesario, modificaciones en el programa (estaciones de muestreo, frecuencia de análisis o metodología).

3. Análisis de Nueva Normativa

La RPS se ha centrado en el análisis de la Reglamentación Nacional e Internacional, la Normativa del País Origen del Proyecto (incluye Guías Reguladoras de la USNRC (RGs) y Resumen De Cuestiones Reguladoras (RIS), que son documentos sin carácter de requisito normativo), y la Normativa solicitada por el CSN.

El contenido de la RPS es un resumen actualizado de la información emitida en los informes anuales, complementada con una cuantificación de las evaluaciones efectuadas que permite tener una visión global y en detalle de los tipos de normativa analizada, estado de los análisis, acciones correctoras emitidas y grado de implantación de las mismas. Se incluye también una valoración del proceso de evaluación, con identificación de debilidades y definición de acciones de mejora.

3.1.-Reglamentación Nacional e Internacional

En esta RPS se contempla el impacto de la Reglamentación Nacional y Reglamentación Internacional, referentes a seguridad nuclear y protección radiológica en C.N. Vandellós II, no considerándose el resto de normativa de carácter general que C.N. Vandellós II, igual que toda entidad, debe cumplir.

En relación a la reglamentación nacional, la RPS se ha centrado en las Leyes, Reales Decretos, Órdenes Ministeriales, Resoluciones de la Dirección General de Política Energética y Minas, Acuerdos del CSN e Instrucciones de Seguridad del CSN aplicables.

El alcance de la RPS en lo relativo a la normativa emitida por los Organismos Internacionales a los que pertenece el Estado Español, que generan o pueden generar reglamentación nuclear, se limita a la Unión Europea y al Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

La pertenencia a la Unión Europea obliga al Estado Español a incorporar a su legislación la reglamentación europea de carácter vinculante para sus miembros que pueda generarse. Por ello, la RPS cubre dicha reglamentación a través de la revisión de la legislación nacional que incorpora reglamentación europea aplicable.

En concreto se han analizado: 4 leyes (todas aplicables), 13 reales decretos y una corrección (10 de ellos aplicables), 6 órdenes ministeriales (4 aplicables), 7 resoluciones (4 aplicables), 2 acuerdos del CSN (1 aplicable) y 20 instrucciones de seguridad del CSN con 2 correcciones (16 de ellas aplicables). Estas evaluaciones han generado 48 acciones (3 de ellas todavía abiertas), todas de tipo documental excepto una; la mayoría de acciones provienen del análisis de instrucciones del CSN

La mayoría de acciones emitidas se sitúan en el año 2008 coincidiendo con el máximo de emisión de normativa nacional

Objeto de dedicación especial han sido las Instrucciones de Seguridad (IS) del CSN. Se han generado treinta y una acciones, una de ellas de carácter físico (modificaciones en las instalaciones de seguridad física) y las restantes documentales, la mayoría de ellas para actualizar procedimientos y documentos oficiales de explotación. En la RPS se señala que entre los cambios incorporados que suponen una mejora para la seguridad se pueden destacar los derivados de las siguientes instrucciones:

• Instrucción IS-09, sobre criterios de protección física.
• Instrucción IS-11, sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares.
• Instrucción IS-12, sobre requisitos de cualificación y formación del personal sin licencia de plantilla y externo en el ámbito de las centrales nucleares.
• Instrucción IS-19, sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares.

En cuanto a la Reglamentación Internacional, el titular ha evaluado la reglamentación europea que ha sido incorporada a la legislación española. La reglamentación generada por la Unión Europea, durante el periodo de aplicabilidad de la presente RPS, se refiere fundamentalmente al transporte internacional de mercancías peligrosas, la seguridad en la gestión del combustible gastado y desechos radiactivos, y acuerdos de salvaguardias para la no proliferación de armas nucleares, así como enmiendas y corrección de errores en estas áreas.

El titular ha evaluado catorce reglamentaciones, de las cuales ocho se han considerado aplicables. Se han emitido cuatro acciones, todas ellas documentales, una de las cuales permanece abierta, así como también el análisis correspondiente a la misma.

3.2.-Normativa del País de Origen del Proyecto

En septiembre de 2005 se aprobó el documento: "*Pirámide normativa y bases de licencia*", laborado por el grupo de trabajo mixto CSN-UNESA. El desarrollo de las conclusiones de este documento, en lo referente al tratamiento que se debía dar a los análisis de aplicabilidad de la normativa del país origen del proyecto, dio lugar a la Instrucción Técnica CNVA2/VA2/SG/08/29: "*Instrucción Técnica Complementaria sobre la aplicabilidad de los apartados del 10CFR50 y 10CFR100*", y la incorporación del nuevo concepto de Normativa de Aplicación Condicionada (NAC), con un tratamiento diferenciado respecto al dado a la normativa habitual.

La revisión 1 de la GS-1.10: "*Revisiones periódicas de la seguridad de las centrales nucleares*", y la emisión de la Instrucción Técnica CNVA2/VA2/SG/08/28: "*Instrucción Técnica Complementaria sobre análisis anual de nueva normativa*", modificaron el alcance de la presente RPS respecto de la anterior.

La RPS se ha centrado en la identificación de los cambios habidos en:

- El Título 10 del Código de Regulaciones Federales (10 Code of Federal Regulations - 10 CFR -) de EEUU
- Las Cartas Genéricas (Generic Letters) de la USNRC. en los Boletines (Bulletins) de la USNRC y en las Guías Reguladoras (Regulatory Guides) de la USNRC con el alcance definido en la Instrucción Técnica Complementaria CNVA2/VA2/SG/08/28 "Instrucción Técnica Complementaria sobre análisis anual de nueva normativa

revisada", Órdenes Genéricas de la NRC de aplicación general, a suministradores y/o a tipos de centrales y Resumen de Cuestiones Reguladoras (RIS), con el criterio de análisis y escalonamiento establecidos en la misma Instrucción Técnica Complementaria CNVA2/VA2/SG/08/28 antes mencionada, así como, en la sistemática existente en la organización del titular para el análisis de los cambios habidos en la Normativa del País de Origen del Proyecto.

Para estos cambios se ha revisado la ejecución y el cierre de las acciones identificadas como necesarias.

El titular ha llevado a cabo una revisión de los análisis realizados del impacto de la Normativa del País de Origen del Proyecto, habiendo estado orientada dicha revisión a reconsiderar la validez de las acciones identificadas como necesarias en su momento y a establecer, en su caso, nuevas acciones.

La distribución de la normativa del país origen del proyecto, evaluada dentro del alcance de la presente Revisión Periódica de Seguridad es la siguiente: 69 cambios a los códigos 10CFR 21/ 50/ 100; 10 de Guías Reguladoras, 13 de Cartas Genéricas, 11 de Boletines, 21 de RIS.

En lo referente a los cambios habidos en los 10 CFR, el titular ha analizado sesenta y nueve modificaciones, de las que veintiséis se han considerado aplicables. Se generaron siete acciones, todas ellas de carácter documental, y que se encuentran cerradas. Todos los análisis se encuentran también cerrados. Las acciones tomadas están relacionadas con la incorporación, por referencia, de ediciones y addenda del código ASME, revisión de factores de protección respiratoria y criterio ALARA, conforme a lo requerido en su momento por el 10CFR20.

En lo relativo a la aplicabilidad de las Cartas Genéricas de la USNRC, el titular ha realizado la evaluación de trece Cartas Genéricas, doce de las cuales se han considerado aplicables a C.N. Vandellós II. Seis de los análisis permanecen abiertos. Se han emitido setenta y siete acciones, treinta y tres de ellas se han caracterizado como modificaciones físicas, incluyendo en ellas además de las modificaciones físicas de la instalación, la realización de inspecciones y pruebas, permaneciendo siete de ellas abiertas.

Respecto de la aplicabilidad de los Boletines de la USNRC, el titular ha efectuado la evaluación de once Boletines, de los cuales seis se han considerado aplicables a C.N. Vandellós II. El análisis de estos documentos ha generado diecisiete acciones, seis de ellas de carácter físico. Se han caracterizado como acciones físicas no solamente aquéllas que consisten en una modificación física de la instalación, sino aquéllas que van más allá de la elaboración o modificación de documentos, o envío de información al CSN. La mayor parte de las acciones, doce en concreto, están asociadas al Boletín BU-03-01: "Potencial impact of debris blockage on emergency sump recirculation at pressurized-water reactors". Todas las acciones y los correspondientes análisis se encuentran cerrados

Por lo que respecta a las Guías Reguladoras de la NRC, su cumplimiento se ha venido reflejando en la sección 1.8.3 del Estudio de Seguridad desde su edición inicial. Con posterioridad a la concesión del Permiso de Explotación se ha actualizado el cumplimiento con algunas de las Guías Reguladoras, ya sea por modificaciones en la instalación o bien por la incorporación de nuevas revisiones.

Hasta la emisión de la Instrucción Técnica CNVA2/VA2/SG/08/28 "CN Vandellós II. Instrucción Técnica Complementaria sobre análisis anual de nueva normativa revisada", en noviembre de 2008, el análisis de nueva normativa no contemplaba de forma sistemática la evaluación de las guías reguladoras. La anterior Instrucción las incluye entre aquellos documentos emitidos por el organismo regulador que no tienen carácter de requisito normativo, pero de los que se solicita al titular de la instalación un análisis y posicionamiento en cuanto a su aplicación.

Las guías emitidas en el periodo comprendido desde la emisión de la Instrucción Técnica mencionada hasta final del año 2008, se habrían de analizar dentro del alcance del informe de nueva normativa, correspondiente al año 2008, formando, por lo tanto, parte del alcance de la presente RPS. En esta situación no se encuentra ninguna guía reguladora.

Respecto a otras guías reguladoras se efectuará un análisis retrospectivo de las mismas, con un alcance que se definirá en cada caso en el marco de la RPS. En la presente RPS, se ha consensuado con el CSN efectuar el análisis de aplicabilidad de diez guías reguladoras de las treinta y dos emitidas durante el periodo de aplicación de la RPS. Para estas guías se ha efectuado un primer análisis de aplicabilidad, para establecer la posición de C.N. Vandellós II frente a las mismas.

En cuanto a los Resúmenes de Cuestiones Reguladoras, de todos los veintiún RIS analizados se han encontrado ocho aplicables. Tres de los análisis permanecen abiertos, en proceso de estudio y definición de posibles acciones. Los análisis cerrados no han requerido la generación de acciones.

Se ha realizado una valoración de conjunto atendiendo al análisis del titular para cada uno de los grupos mencionados revisándose las principales acciones que se han alcanzado en el análisis del titular e identificando las que permanecen abiertas y, para ello, se ha considerado la información adquirida durante el proceso de supervisión llevado a cabo durante el período analizado. La evaluación considera aceptable la información de la RPS,

3.3.-Normativa solicitada por el CSN

El titular ha analizado la aplicabilidad de quince documentos en su mayor parte Cartas Genéricas y Boletines de la USNRC.

Por su importancia destacan, entre otras, las normas UNE aplicables a los programas de vigilancia radiológica ambiental, la orden de la NRC (11-02-2003) sobre inspecciones de la tapa de la vasija del reactor, el Boletín BU20003-01 Potential impact of debris blockage on emergency sump recirculation at pressurized-water reactor (y la Carta Genérica GL 2004-02 que surge como consecuencia de dicho boletín) y las Cartas Genéricas GL 2006-01 Steam generator tube integrity and associated technical specifications, GL 2006-02 Grid reliability and the impact on plant risk and the operability of offsite power y GL 2008-01 Managing gas accumulation in emergency core cooling, decay heat removal and containment spray systems.

Es de gran relevancia el caso de la GL 89-13 Service water system problems affecting safety-related equipment, puesto que después de haberla analizado en 1994 sucedió la rotura de la tubería del sistema de agua de servicios esenciales. Por este motivo, el CSN solicitó una revisión del cumplimiento con esta GL, la cual derivó en una acción correctora que se cerró en 2006. CN Vandellós II ha considerado la aplicabilidad de esta Carta

Genérica al nuevo sistema de agua de refrigeración de salvaguardias (EJ).

Todos los análisis y acciones están cerrados salvo los correspondiente a las Cartas Genéricas siguientes: Carta Genérica 2006-02: "Grid reliability and the impact on plant risk and the operability of offsite power" y Carta Genérica 2008-01: "Managing gas accumulation in emergency core cooling, decay heat removal, and containment spray systems", que permanecen abiertos.

3.4.- Mejoras del proceso de análisis de nueva normativa

En la RPS se alude a que el procedimiento empleado para analizar la experiencia operativa ajena y la nueva normativa (un único procedimiento para ambas cosas porque comparten la misma base de datos) se segregará para contemplar de forma independiente ambos análisis, puesto que cada uno tiene particularidades específicas (en concreto que la nueva normativa es de obligado cumplimiento).

Asimismo, se indica que la nueva aplicación denominada GESEOL posibilitará el abandono de la base de datos actual en ACCES para migrar al entorno GESTEC, integrándose con el resto de aplicaciones de ANAV, lo cual se espera que disminuya los tiempos transcurridos entre la emisión de los documentos y la finalización de sus análisis, y que facilite el seguimiento del estado de las evaluaciones y de las acciones.

La gestión de dichas acciones a través de GESPAC también ha facilitado su gestión y seguimiento. Adicionalmente señalan que la ITC CNVA2/VA2/SG/08/29 sobre la aplicabilidad de los apartados del 10CFR50 y 10CFR100 y la no necesidad de evaluar los cambios al 10CFR20, han contribuido a mejorar el proceso, puesto que permiten que los análisis se centren en los apartados del 10CFR que son realmente aplicables.

4. .-Comportamiento de Equipos

4.1.-Requisitos de Vigilancia de las Especificaciones de Funcionamiento

La RPS se ha centrado en un análisis de los resultados de las pruebas de vigilancia realizadas durante el periodo 1999 y Diciembre de 2008, ha comprendido principalmente los sucesos notificables relacionados con la ejecución de requisitos de vigilancia, de las inoperabilidades de equipos sometidos a requisitos de vigilancia, de las propuestas de cambio y exenciones de las Especificaciones técnicas de Funcionamiento..

Los principales resultados de los análisis son los siguientes:

- En el período en estudio se han producido 93 sucesos notificables, de los que 21 son incidencias que tienen que ver con la realización de requisitos de vigilancia. De estos 21 sucesos, 13 se han producido en la preparación durante la ejecución o al finalizar los requisitos de vigilancia implicados; 3 sucesos corresponden a errores documentales en los procedimientos de vigilancia con los que se cumplen los requisitos de vigilancia; y 5 sucesos tienen su origen en incumplimientos de parámetros o de fechas máximas de realización de los requisitos de vigilancia afectados.

- Los motivos que han ocasionado las inoperabilidades en los equipos sometidos a requisitos de vigilancia son: • 27,36% mantenimientos preventivos • 0,95% mantenimientos predictivos • 20,72% malfunción o fallos de equipos • 12,86% Requisitos de Vigilancia • 38,11% otros motivos.

Los equipos más destacados por el número de inoperabilidades registradas por fallos son el monitor de radiación de efluentes radiactivos líquidos de la descarga de los pozos de drenaje del edificio de refrigeración de componentes y del edificio de turbina, los monitores de radiación de gases nobles del sistema de ventilación de Sala de Control y los monitores de radiación de gases del sistema de ventilación del Edificio de Combustible. Estos fallos han sido analizados en repetidas ocasiones por la Regla de Mantenimiento durante el período en estudio, estando actualmente en categoría a1.

El seguimiento de las inoperabilidades de equipos sometidos a Requisitos de Vigilancia se realiza de manera correcta, existiendo una base de datos completa de todas las inoperabilidades generadas.

Como mejora del control de las inoperabilidades emitidas actualmente en la Central Nuclear Vandellós II, se está generando un programa informático para la gestión de las mismas, así como de las acciones derivadas de la declaración de éstas y requeridas por las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

- Se han realizado numerosas Propuestas de Cambio a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento relacionadas con los Requisitos de Vigilancia. Los motivos mayoritarios por los que se han emitido estas propuestas son: − Clarificación de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (19%), − Facilitar o mejorar el cumplimiento de los Requisitos de Vigilancia (33%), adecuación de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento a nueva Normativa o documentación del WOG (48%).

  En relación con los errores que se detectaron en el período anterior, en el proceso de incorporación a los Procedimientos de Vigilancia de los cambios realizados a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, no hay constancia de nuevos casos.

  El motivo reside en el cambio de la sistemática de control. La nueva sistemática consiste en una distribución de las Propuestas de Cambio emitidas a todas las Unidades Organizativas, previa a su aprobación por el Comité de Seguridad Nuclear de la Central, para consignar el Requisito de Vigilancia afectado de su responsabilidad, el procedimiento de vigilancia correspondiente y los comentarios si los hubiera.

- En el periodo objeto de revisión por la RPS se ha presentado y aceptado una exención temporal al cumplimiento de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento relacionada con el nivel de agua de la piscina de combustible. La autorización de esta exención temporal por parte del Consejo de Seguridad Nuclear fue remitida a la C. N. Vandellós II mediante la carta CNVA2/VA2/SG/01/54 de Noviembre del 2001.

4.2.-Programa de Inspección en Servicio (ISI)

En el caso especial del "Programa de Inspección en Servicio", la anterior RPS cubrió el periodo entre el 01/03/1988 y el 30/04/1999 (primer intervalo de inspección). Aunque inicialmente se pensó en cubrir para esta RPS el segundo intervalo de inspección completo (entre 01/05/1999 y 30/04/2009), debido a la re-planificación de la recarga de CN Vandellós II, que se inició en marzo 2009, finalmente se ha optado porque cubra el periodo comprendido entre el final del primer intervalo 01/05/1999 y el 31/12/2008, final del período de esta RPS.

La RPS ha consistido en un análisis en lo referente a las inspecciones y pruebas realizadas, dentro del alcance del intervalo de aplicación de la RPS, del Análisis de los diferentes Programas de Inspección establecidos en los documentos siguientes: Manual de Inspección en Servicio (MISI), Manual de Recomendaciones de Vigilancia, y Manual de Erosión – Corrosión.

El análisis de resultados del Manual de Inspección en Servicio (MISI), tuvo el siguiente alcance: ensayos no destructivos, inspecciones de soportes, inspecciones y pruebas funcionales de amortiguadores, inspecciones según el NUREG-0313 "Technical Report on Materials Selection and Processing Guidelines for BWR Coolant Pressure Boundaring Piping" de la USNRC, pruebas funcionales de válvulas, pruebas funcionales de bombas, pruebas de presión, pruebas e inspecciones del recinto de contención, programa de inspección de los generadores de vapor, programas de inspección de internos de la vasija..

Como resultado del análisis de la ISI en el período considerado el titular indica que se ha cumplido con los requisitos de la normativa aplicable, obteniéndose resultados "Aceptables", una vez solventadas las desviaciones que fueron detectadas durante los ensayos, inspecciones y pruebas funcionales realizados, y que ha utilizado 10 casos de Código ASME XI durante el periodo de la RPS junto con la revisión de la R.G. 1-147 donde la US-NRC aprueba su aplicación, y solicitó una excepción por aplicación del Caso de código N-623 para aplazar la inspección volumétrica de la soldadura brida-vasija del reactor, lo que fue autorizado por el CSN en su momento.

Los casos de código utilizados son los siguientes:

- N-307-3 Rev. 14 -Volumen de examen por UT en pernos de clase 1 cuando el examen se realiza desde el final del perno o desde el interior del mismo
- N-416-3 Rev. 14 Requisitos alternativos de pruebas de presión en reparaciones o instalaciones por soldadura
- N-460 Rev. 10 Requisitos alternativos de cobertura
- N-491-2 Rev. 13 Reglas para el examen de soportes de componentes clase 1, 2, 3 y MC.
- N-498-4 Rev. 13 Requisitos alternativos a la prueba hidrostática
- N-509 Rev. 12 Reglas alternativas para selección y exámenes de soportes soldados de clase 3
- N-522 Rev. 12 Pruebas de presión en penetraciones de contención
- N-533-1 Rev. 13 Requisitos alternativos al examen VT2 de conexiones embridadas con aislamiento
- N-604 Rev. 13 Alternativas a la prueba del par de apriete en pernos de categoría E-G (Ítem E8.20)
- N-623 Rev. 12 Aplazamiento de la inspección de las soldaduras cuerpo-brida y tapa-brida de la vasija

En cuanto a la exención de caso de código N-623, el titular en carta de ANAV al CSN de referencia CNV-L-CSN-3592, de fecha 17 de enero de 2002, solicitó aplazar la inspección volumétrica de la soldadura brida-vasija del reactor (Categoría B-A, Ítem B1.30), requerida al final del primer periodo de inspección, al final del segundo intervalo de inspección, lo que fue autorizado por el CSN en carta de referencia CSN-ITDSN-02-22 (CNVA2/VA2/SCN/02/9).

En cuanto a las inspecciones y vigilancias sometidas al manual de recomendaciones de vigilancia (MRV) y al manual de erosión – corrosión todas ellas han sido realizadas y con resultados satisfactorios, entre ellas programa de vigilancia de la integridad estructural de sistemas susceptibles a degradación por corrosión, programa de vigilancia de las barras de control y medición de espesores en tuberías.

Adicionalmente, dentro del programa de inspección en servicio, la RPS incorpora un análisis de comportamiento de barreras en cuyo alcance incluye el análisis de la fiabilidad del combustible, su evolución y planes de acción sobre la evaluación de su estado, y los resultados de la inspección y vigilancia para preservar la integridad tanto de la barrera de presión como la del edifico de contención. De estos análisis, el titular no ha considerado necesario llevar a cabo acciones adicionales.

4.3.-Calificación de Equipos

La RPS ha consistido en un análisis de la calificación sísmica y ambiental de equipos, del estado actual de la calificación de los equipos y su control, de la justificación del mantenimiento de la calificación y de sus herramientas así como el informe de calificación ambiental (ICA) y los dossieres de calificación sísmica, y el análisis de la dedicación de equipos y repuestos.

Desde 1988 hasta hoy día se han venido cumpliendo los hitos marcados en el Programa original de Calificación Sísmica-Ambiental. Por lo que respecta a la calificación de nuevos equipos, ésta se ha ido realizando a medida que era necesaria su implantación. La revisión 2 del procedimiento PST-21: "Calificación Sísmica-Ambiental de Equipos y Componentes", para la gestión y mantenimiento de la calificación sísmico-ambiental de los equipos y componentes, ha incorporado las nuevas herramientas (GesTec) y los cambios organizativos y de gestión creados para mejorar el control de los trabajos relativos a la calificación sísmica-ambiental.

Adicionalmente, y respecto al mantenimiento de la calificación ambiental de los equipos, el titular ha emitido el documento: "Mantenimiento de la calificación ambiental de equipos y componentes relacionado con la seguridad de la C.N. Vandellós II", actualmente en revisión 1, aprobado en fecha 12 de marzo de 2007, en cumplimiento con el compromiso adquirido en la anterior RPS. El objeto de este documento es el establecimiento, al nivel de Elementos, de las tareas a realizar y los requisitos a cumplir para mantener la Calificación Ambiental de los Equipos y Componentes de la Central Nuclear de Vandellós II que lo requieran y que se derivan de las limitaciones adoptadas en, o derivadas de, los propios procesos de calificación.

Por lo que se refiere a las dedicaciones, se han seguido las necesidades de instalación de equipos de grado comercial sometidos a procesos de dedicación, a medida que han ido surgiendo, reforzando el área con personal técnico altamente cualificado. La revisión 1 del procedimiento PST-20: "Dedicación de suministros de calidad comercial", aplicable a la dedicación ha tenido el mismo objetivo que en el caso de la gestión de los dossieres de Calificación sísmica-ambiental: trasladar a procedimiento las prácticas y métodos de trabajo para la gestión de las dedicaciones, así como las herramientas de trabajo (GesTec).

En el período de tiempo analizado, no ha habido cambios a los métodos o parámetros utilizados en la calificación sísmica-ambiental o dedicación. Los cambios han ido dirigidos a mejorar la gestión de la información de los equipos sometidos a estos procesos.

Aparte de las acciones derivadas de la instalación de nuevos equipos que requieran de eventuales procesos de Calificación Sísmica-Ambiental o Dedicación, se definen las siguientes actuaciones sobre documentos citados anteriormente:

• Emisión de la revisión 6 del ICA, en la que se incluirá todas las modificaciones al ICA generadas por los cambios de diseño implantados entre julio de 2007 y junio de 2009. Se emite una nueva revisión cada 2 años.

• Está previsto emitir las revisiones sucesivas del documento: "Mantenimiento de la calificación ambiental de equipos y componentes relacionado con la seguridad de la C.N. Vandellós II", con periodicidad bienal, coincidiendo con la emisión de las revisiones del ICA.

Por otra parte, independientemente del análisis de la calificación sísmica de la RPS, y aunque este proceso de calificación no considera en su alcance ningún tipo de valoración respecto de la potencial influencia de la sustitución de los componentes en la variación del margen sísmico de la planta, determinado en la última revisión del IPEEE sísmico (Individual Plant Examination External Events), el titular ha presentado ante el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, como documentación complementaria, una nueva revisión 2 del APS de sucesos externos, IPEEE sísmico. En dicha revisión, el titular concluye que se mantiene el margen sísmico de la central, por lo que en la RPS, el titular no contempla acciones adicionales en este sentido.

4.4-Gestión de Vida

El día 10 de julio de 2009 publicó en el B.O.E. la Instrucción de Seguridad del CSN, IS-22, sobre "requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de centrales nucleares" con fecha de entrada en vigor de 2 de julio de 2009. En ella se requiere que, conjuntamente con la presentación de la RPS, se adjunte una revisión del Plan de Gestión de Vida (en adelante PGV) de la central. Dado que a la fecha de entrada en vigor de dicho precepto la 2ª RPS de Vandellós II estaba finalizada, ésta únicamente contiene en su apartado 3.3.5 un análisis del envejecimiento experimentado por los componentes, sistemas y estructuras de seguridad de la Central siguiendo el contenido establecido para ello en la Guía de Seguridad 1.10, revisión 1, del CSN. Posteriormente, se remitió al CSN el Plan de Gestión de vida según la citada instrucción IS-22 del CSN.

A continuación se resumen el Plan de Gestión de Vida según lo requerido en los documentos mencionadas anteriormente:

- <u>Plan de Gestión de Vida en cumplimiento la IS-10:</u>

El Plan de Gestión de Vida Útil de la Central Nuclear Vandellós II está basado en la aplicación de la metodología del proceso de fiabilidad de equipos (proceso ER), definido en el documento de INPO AP-913 y aplicado a los equipos dentro del alcance de los criterios de Gestión de Vida, equipos pasivos y parte pasiva de activos.

Dentro de este programa de mejora de la fiabilidad se ha dado prioridad a los equipos dentro del alcance de Gestión de Vida, estableciéndose un programa para:1 .- El análisis de criticidad de componentes y determinación del alcance asociado a gestión de vida

("*screening*") y 2.- El desarrollo de plantillas de componentes pasivos y parte pasiva de activos.

La primera actividad: el análisis de criticidad, se ha completado durante el año 2008. La definición de alcances y agrupación de componentes se ha finalizado, permitiendo disponer de un alcance de equipos y componentes justificado (mediante el proceso de "*screening*" utilizado) y disponible a través de la aplicación la herramienta de gestión de C. N. Vandellós II (listado de componentes de todos los sistemas dentro del alcance de Gestión de Vida, siendo traceables los criterios de inclusión individualizados).

Para las agrupaciones de componentes en el alcance del Plan de Gestión de Vida se han desarrollado las plantillas asociadas en las que se identifican los mecanismos de degradación que pueden afectar a las mencionadas agrupaciones, en función de los ambientes (exteriores e interiores) y materiales constructivos de cada componente/subcomponente. Esta segunda actividad (que se ha completado en el primer trimestre de 2009) ha generado una serie de plantillas estándar para Vandellós II que incluyen: • determinación de mecanismos de degradación, • determinación de programas o tareas de control o mitigación de degradaciones, • identificación de las mejores prácticas de la industria para el control de los mecanismos de degradación y • detección de discrepancias y determinación de mejoras en el mantenimiento preventivo/predictivo.

Actualmente se está en la fase de análisis y comentarios a las discrepancias detectadas y propuestas de mejora, y una vez finalizadas se procederá a la emisión de acciones de mejora para solucionar estas discrepancias.

- Plan de Gestión de Vida diseñado según la IS-22. Modificación conceptual y de formato del Plan

El Plan de Gestión de Vida de la C.N. Vandellós II, que presenta el titular se basa y adapta partiendo de la metodología desarrollada por INPO, descrito en el documento INPO AP-913, e incluye los siguientes aspectos:

• La motivación que origina el desarrollo de un plan de gestión de vida así como los objetivos generales que se establecen en la gestión de vida de la C.N. Vandellós II.

• Los Proyectos de Referencia. La definición y el desarrollo del Plan de Gestión de Vida de la C.N. Vandellós II están apoyados tanto en la experiencia propia de la explotación de la central como en la experiencia de la industria en el creciente reconocimiento y entendimiento de los procesos del envejecimiento en las CCNN. En este apartado se identifican los principales proyectos y actividades de la industria que sirven de referencia al Plan de Gestión de Vida de la C.N. Vandellós II.

• La definición del Plan de Gestión de Vida de la C.N. Vandellós II, la organización y el programa general de actividades establecido para su desarrollo.

• La descripción de Actividades del Plan de Gestión de Vida. Para cada una de las fases en las que se estructura el Plan de Gestión de Vida se realiza una descripción detallada de sus actividades indicando, el objeto y alcance de la actividad, así como la metodología empleada para su desarrollo.

El Plan de Gestión de Vida de la C.N. Vandellós II se realiza utilizando una metodología similar a la del proceso de fiabilidad de equipos adaptada a las necesidades de ANAV.

El Plan de Gestión de Vida de la C.N. Vandellós II tal como lo presenta el titular desarrolla las tres fases del Plan, según se indica a continuación:

• Fase 1: Implantación del Plan de Gestión de Vida (Actividades Básicas). El objeto de esta fase es establecer una evaluación sistematizada del envejecimiento, que partiendo de toda la población de estructuras, sistemas y componentes (ESC), se desarrolle de forma selectiva y priorizada de acuerdo con la estrategia general de gestión de vida de la Central.

La fase de Implantación del Plan de Gestión de Vida está constituida por los siguientes apartados:

- Definición del alcance del plan de gestión de vida: Identificación de los sistemas, estructuras y componentes que forman parte del plan de gestión de vida.

- Estudio de fenómenos degradatorios: El objeto de esta etapa es identificar, para cada uno de los componentes incluidos en el alcance, los mecanismos de degradación a los que puede estar sometido. Adicionalmente se identifican los efectos de esos mecanismos para poder establecer actividades de control y/o mitigación de los mismos.

- Actividades de Control y Mitigación: El objeto de esta etapa es identificar los programas existentes en la industria, que han demostrado ser efectivos, para el control y mitigación de los diferentes fenómenos degradatorios identificados en la etapa anterior.

- Implantación de acciones derivadas: Todas las deficiencias y/o propuestas de mejora identificadas en la etapa anterior, serán gestionadas mediante el programa de acciones correctoras de ANAV, PAC.

• Fase 2: Seguimiento de la Gestión de Vida. En esta fase se realiza el seguimiento de gestión de vida de las ESC identificadas en la Fase 1, así como la actualización de las "Actividades Básicas" que pudieran ser requeridas.

• Seguimiento de ESC. Con una periodicidad anual se revisa la información asociada a la aplicación de los programas o prácticas de la Central que han sido identificados como programas/actividades de gestión de vida, destacando de éstos los resultados más relevantes.

• Actualización de las Actividades Básicas. El alcance, metodología y conclusiones de las actividades básicas son susceptibles de modificaciones por motivos tales como nuevos requisitos reguladores, la experiencia operativa tanto de la Central como de la Industria, modificaciones de diseño implantadas o la propia evolución de la tecnología de la gestión de vida o del conocimiento de los diversos mecanismos de envejecimiento. Consecuentemente, todos estos potenciales cambios en el alcance del PGV, son revisados con una periodicidad mínima anual en las conclusiones del Estudio de Fenómenos de Degradación (EFD) o de la Evaluación de Prácticas de Mantenimiento (EPM). .

• Informe Anual de Gestión de Vida de la C.N. Vandellós II. Al objeto de verificar el requisito de la condición 7 del actual Permiso de Explotación de la C.N. Vandellós II y de la IS-22, se elabora un informe anual recogiendo la evolución del Plan de Gestión de Vida. En este informe se incluyen entre otros aspectos de la gestión de vida en la C.N. Vandellós II el resultado de las actividades de seguimiento de ESC y la actualización de actividades básicas antes indicadas.

• Fase 3: Operación a Largo Plazo. La Fase 3 incluirá la definición y desarrollo de las actividades necesarias para cumplir con los requisitos reguladores que pudieran estar ligados a la operación a largo plazo. Esta fase se desarrollará cuando la central opte por el Alargamiento de Vida, fijando un periodo de explotación superior a los 40 años. En este caso la Fase 3 incluirá la definición y desarrollo de las actividades necesarias para cumplir con los requisitos reguladores que pudieran estar ligados a la operación a largo plazo.

• Organización.

El Plan de Gestión de Vida, tal y como está planteado por el titular, comprende actividades que son multidisciplinares, por lo que requieren de la participación de diferentes organizaciones de ANAV. Las organizaciones participantes son la Dirección de Central con las Unidades de Operación y Mantenimiento, y la Dirección de los Servicios Técnicos con las Unidades de las Ingenierías Básica y de Diseño. Entre todas ellas se distribuyen las responsabilidades de ejecución del Plan.

Adicionalmente, se establece un Comité de Gestión de Vida (CGV), en cuya composición intervienen representantes de las organizaciones de la Dirección de Central y de los Servicios Técnicos. La coordinación de este Comité se lleva a cabo por el representante de la sección de Gestión de Proyectos, Sistemas y Componentes, de los Servicios Técnicos.

• Plantillas de Gestión de Vida

Para documentar el proceso de verificación llevado a cabo se ha utilizado un formato tipo tabla denominado en ANAV "Plantilla".

Las etapas de la generación de Plantillas es el siguiente:

1. Para cada componente o grupo de componentes seleccionado se estudian los materiales que lo constituyen y los ambientes a los que está sometido. El punto de partida para la determinación de los materiales/ambientes es el estudio realizado en el Bloque 1 del proceso Fiabilidad de equipos de la fase 1 antes mencionada.

2. A continuación se identifican los mecanismos de degradación y sus efectos así como los Programas de Gestión de Envejecimiento (PGE's) necesarios para controlar o mitigar dichos mecanismos

3. El siguiente paso es comparar los programas que propone el GALL "Generic Aging Lessons Learned", USNRC NUREG-1801", revisión 1, septiembre de 2005 (documentos de INPO) y las evaluaciones de las referencias utilizadas con los programas y procedimientos específicos de las plantas en busca de discrepancias.

4. La plantilla dispone de una hoja en la que se gestionan las discrepancias encontradas.

• Actividades genéricas de componentes incluidas en el Plan de Gestión de Vida

En este aparatado se incluyen las actividades genéricas que incorpora el PGV para la prevención y detección de la degradación de los materiales como consecuencia del envejecimiento. El análisis de cada una de estas actividades frente a las mejores prácticas de la industria se realiza como parte del propio proceso de elaboración del Plan de Gestión de Vida de C.N. Vandellós II, de acuerdo con la metodología utilizada. De este análisis el titular propondrá y ejecutará las acciones de mejora derivadas sobre cada uno de los programas identificados en la RPS, tales como los programas de mantenimiento predictivo, periódico, programado, correctivo , mantenimiento de calificación ambiental, programa ISI, vigilancias de estructuras, de erosión – corrosión y programa de válvulas.

• Actividades específicas de componentes incluidas en el Plan de Gestión de Vida

El conjunto de las actividades específicas más relevantes sobre determinados componentes que tienen relación con la gestión de vida de los mismos son las siguientes: componentes principales del primario, seguimiento de ciclos/transitorios de operación, otros componentes como estructuras civiles, tuberías y soportes, componentes de ventilación, y equipo eléctrico e instrumentación.

4.5-Regla de Mantenimiento (RM)

La RPS ha consistido en una recapitulación de las actividades llevadas a cabo para la implantación de la Regla de Mantenimiento (10 CFR 50.65 –"Requirements for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants") requerida por el CSN a los titulares de las centrales nucleares españolas en Octubre de 1993, en una descripción de la metodología desarrollada en la Central para la aplicación de la Regla de Mantenimiento, en una descripción de la implantación de la RM en la central y de las principales dificultades que surgieron en su aplicación (tales como el tiempo de cierre de órdenes de trabajo y revisión de las mismas, la realización de análisis de causa e implantación de las acciones derivadas de estos análisis, así como las soluciones aplicadas para su resolución).

Adicionalmente, el titular ha incluido en la RPS un análisis de la incidencia de la RM en el Plan de Mantenimiento e identifica los cambios experimentados en dicho Plan por las acciones derivadas de los análisis de causa y su repercusión en los sistemas sometidos al proceso RM. Asimismo, hace una identificación de los cambios en la gestión y en la organización para optimizar la aplicación de la RM en la central.

5. - Modificaciones de la Instalación

La RPS ha consistido en un análisis global de la sistemática de evaluación de las modificaciones de diseño, en un análisis del efecto de las modificaciones de diseño realizadas durante el periodo considerado en la RPS sobre la seguridad, en un análisis del efecto de las modificaciones de diseño realizadas durante el periodo considerado en la RPS sobre la dosis ocupacional y en un análisis del efecto del conjunto de las modificaciones de diseño realizadas durante el periodo considerado en la RPS sobre el riesgo.

Como resultado de dichos análisis el titular ha concluido lo siguiente:

- El titular incluye una descripción de 1201 modificaciones implantadas durante el periodo objeto del análisis

- La sistemática de evaluación y análisis de las modificaciones de diseño no presenta deficiencias y cumple con la Guía de Seguridad del CSN 1.11 "Modificaciones de diseño en centrales nucleares".

- Durante el período de alcance, en total 569 modificaciones de diseño han sido implantadas en sistemas importantes para la seguridad y/o significativos para el riesgo, habiendo contribuido al mantenimiento del cumplimiento con las bases de diseño de seguridad de los sistemas, sin impactar de forma negativa en las funciones significativas para el riesgo y la dosis ocupacional.

- Los principales objetivos de mejora acometidos en lo referente a modificaciones de diseño se han englobado en los siguientes grupos: Implantación de modificaciones de diseño vinculadas a la Autorización de Explotación (Revisión de las consecuencias radiológicas de todos los accidentes tras el miniaumento de potencia, aumento de la concentración de fosfato trisódico para mantener el pH del rociado de la contención en fase de recirculación, Medidas preventivas y paliativas contra el fenómeno de corrosión bajo tensión en condiciones de operación del circuito primario, Aumento de capacidad de la piscina de combustible nuevo, modificación del anillo del sistema de protección contra incendios, resolución de obsolescencia de equipos, minimización de la generación de residuos radiactivos y dispersión de la contaminación radiológica y modificación del foco frío de los sistemas de agua enfriada esencial y del sistema de refrigeración de los motores de los generadores diesel de emergencia.

- A la vez que se han detectado mejoras, el proceso de análisis de las modificaciones de diseño realizado en esta RPS ha permitido identificar potenciales debilidades, como las siguientes:

  - Un porcentaje considerable de modificaciones de diseño han sido llevadas a cabo en un número muy reducido de sistemas. En concreto, el 37% de las modificaciones de diseño realizadas en estos sistemas importantes para la seguridad y/o significativos para el riesgo ha recaído sobre 8 de ellos solamente (AB – vapor principal, BB- refrigerante del reactor, BG- control químico y de volumen, EF- agua de servicios esenciales, GJ –agua enfriada esencial, KC – protección contraincendios, KJ – refrigeración de los generadores diesel de emergencia y MA – sistema eléctrico salida).

  - Existe una cantidad de discrepancias documentales significativa. El 24% de las modificaciones de diseño en los Sistemas Importantes para la Seguridad y/o Significativos para el Riesgo son documentales y mayoritariamente debidas a discrepancias entre la realidad de planta y la documentación.

  - La recopilación de las modificaciones de diseño dentro del período de alcance de la RPS ha dejado constancia de las posibilidades de mejora de las bases de datos informáticas que se utilizan como archivo de documentación. Unas 20 modificaciones de diseño han debido ser recuperadas del archivo físico histórico existente en el Centro de Control de Configuración.

- Adicionalmente, han tenido lugar modificaciones en el Procedimiento General PG-3.01 "Gestión de Cambios de Diseño", habiéndose reforzado en particular los puntos siguientes: Adaptación a cambios organizativos, Solicitudes de modificaciones de diseño analizadas y estudiadas con alto grado de detalle técnico con antelación a la decisión de ejecución de las modificaciones de diseño, Metodologías que aseguren la configuración y actualización de la documentación utilizada por Operación en un corto plazo de tiempo.

- De cara al futuro se implantarán las siguientes mejoras, cuyo diseño ya ha sido realizado durante el período de alcance de esta RPS:

  - Desclasificación del Sistema de Agua de Servicios Esenciales (sistema EF) e implantación del sistema de agua de salvaguardias tecnológicas (sistema EJ). Modificaciones ya implantadas.

  - Sustitución en varias fases del sistema de vigilancia de la radiación, y medidas de reducción de efluentes líquidos radiactivos.

  - Medidas adicionales de protección frente a la corrosión bajo tensión en condiciones del circuito primario, como la protección de las toberas de las líneas del presionador mediante refuerzo por el aumento del espesor de soldadura ("structural weld overlay"). Modificación ya implantada

  - Cambio de la tapa de la vasija del reactor.

  - Modificación de las válvulas seguridad del presionador para eliminar el sello de agua (requerido mediante la carta de referencia CSN-C-DSN-10-24).

  - Sustitución de los transformadores principales.

  - Cambio de la torre meteorológica y situarla en otra ubicación.

  - Instalación de un tren de monitores de hidrógeno de la contención.

6. -Análisis Probabilista de Seguridad (APS)

El proyecto IPE-APS de CN. Vandellós II se ha desarrollado en el marco del "*Programa Integrado de Realización y Utilización de los APS's en España*" aprobado por el CSN en reunión de fecha 25 de junio de 1986. En el marco de este programa, el CSN requirió a CN. Vandellós II la realización de estos análisis mediante la carta CSN/C/VA2/90/32. Los análisis desarrollados son acordes con el alcance de la Carta Genérica 88-20 de la NRC:

• Nivel 1 de Sucesos Internos a Potencia,
• Nivel 1 de Sucesos Internos en Otros Modos,
• Nivel 2 de Sucesos Internos a Potencia,
• Nivel 1 de Inundaciones Internas a Potencia
• Nivel 1 de Incendios a Potencia
• Análisis de Sucesos Externos (Sísmico y Otros Externos).

En la RPS se identifican los distintos usos de los APS de la central, entre los que cabe destacar los siguientes: Regla de Mantenimiento, Monitor de Riesgo, Clasificación basada

en Riesgo de Válvulas Motorizadas (carta genérica de la 96-05 USNRC), Clasificación basada en Riesgo de Válvulas Neumáticas (instrucción técnica del CSN CSN-IT-DSN-07/33), Evaluación de modificaciones de diseño, Evaluaciones de Cambios de Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, Mejoras en los Procedimientos de Operación.

De forma adicional, cabe destacar, la utilización del APS en el marco del Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC) del CSN. En este marco, se ha venido utilizando el APS tanto para la definición del indicador "Índice de Funcionamiento de Sistemas de Mitigación (IFSM)" como en la valoración de hallazgos.

El titular ha remitido al CSN la revisión 4 del Nivel 1 de Sucesos Internos a Potencia de forma simultánea a la RPS en julio de 2009; mientras que para el resto de análisis se ha remitido según un programa de entrega, acordado con el CSN que ha sufrido sucesivos retrasos, y cuyo estado actual de realización es el siguiente:

- Se han recibido en el CSN, además del APS indicado, los siguientes: el APS de Nivel 2 y el APS en Otros Modos de Operación (APSOM).

- A fecha de de realización de la evaluación, no se han recibido en el CSN los APS de Incendios e Inundaciones Internas.

7. -Programas de Mejora de la Seguridad

La RPS ha consistido en una recapitulación de los Programas de Mejora llevados a cabo como consecuencia de la anterior RPS y en la descripción de los Programas de Mejora actualmente en curso.

Dichos programas son los siguientes:

• Programa de Mantenimiento de las Bases de Licencia de la Central,
• Programa de Mejora de la Organización y Factores Humanos,
• Programa de Mejora de la Cultura de Seguridad,
• Programa para la Adaptación de la Central a la Normativa de Aplicación Condicionada.

Además se incluyen en este apartado los siguientes programas considerados relevantes por CN Vandellós II:

• Plan de Acción de Mejora de Gestión de la Seguridad,
• Programa de Formación de Personal con y sin Licencia,
• Programa de Garantía de Calidad,
• Programa de Autoevaluación,
• Procedimientos de Operación y Procedimientos de Operación de Emergencia Plan Estratégico.
• Programa de Mejora de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.
• Programa de Barras Segmentadas.

El Plan de mayor importancia por su magnitud e impacto en la organización y en el diseño de la central es el Plan de Acción de Mejora de la Gestión de la Seguridad (PAMGS). Por ello, se ha dedicado un suplemento específico para exponer el tratamiento del desarrollo y conclusiones alcanzadas en la aplicación de este Plan

Por otra parte, los aspectos de organización y factores humanos y de cultura de seguridad han tenido un papel relevante en el PMAGS, y han sido evaluados en detalle, por lo que a continuación se expone un resumen de la descripción incluida en la RPS acerca de los planes de mejora de C. N. Vandellós II en relación a dichos aspectos:

Plan de mejora de organización y factores humanos

En el capítulo 3.8.2 del informe de la RPS de C.N. Vandellós II, el titular señala que el Programa de Organización y Factores Humanos (en adelante OyFH) está descrito en el procedimiento general PG-0.08: "Programa de evaluación y mejora en Organización y Factores Humanos". La versión vigente de este procedimiento es la Revisión 1, del año 2008.

Este capítulo 3.8.2 se divide en un subcapítulo dedicado a "Organización" y un subcapítulo dedicado a "Factores Humanos".

En el primero se enumeran y describen brevemente una serie de actuaciones acometidas con el objetivo de mejorar la organización y el desarrollo de las personas que la componen. Estas actuaciones proceden de ámbitos muy diversos, responden a necesidades muy variopintas, tanto derivadas de requisitos reguladores, como del PAMGS, de cambios estratégicos en la organización del Titular, etc. Entre ellas se recogen, por ejemplo, el establecimiento del proceso de gestión de cambios organizativos, la realización de evaluaciones 360° de los miembros del Comité de Dirección y la implantación de planes de desarrollo individual, y el inicio de los muy recientes Programa de Refuerzo Organizativo (PRO) y Gestión del Relevo Generacional (GRG).

En el segundo subcapítulo, denominado "Factores Humanos", se enumeran y describen brevemente proyectos y actividades que el Titular considera dentro del Programa de OyFH propiamente dicho. Su presentación se estructura haciendo uso de las siete categorías establecidas por WANO (' World Association of Nuclear Operators") para estas disciplinas de OyFH, si bien el Titular sólo ha desarrollado proyectos y/o actividades en las cinco primeras, que son: a) Eficiencia de la organización, b) Actuación humana, c) Cultura de seguridad, d) Autoevaluación y gestión del conocimiento y e) Gestión de trabajos y tareas. El documento se convierte así en un listado de proyectos y actividades (los proyectos de mejora tienen una duración finita y, si el resultado de su ejecución es satisfactorio, se incorporan como una nueva actividad en la sistemática habitual de la organización) que incluye:

a) Eficiencia de la organización: 5 proyectos y 3 actividades.

b) Actuación humana: 7 proyectos y 7 actividades.

c) Cultura de seguridad: En este apartado se describen los conceptos más relevantes asociados al Programa de Cultura de Seguridad y, siguiendo las cinco características de cultura de seguridad establecidas por el OIEA, se enumeran 1 proyecto y hasta un total de 103 actividades de muy distinta índole y envergadura.

d) Autoevaluación y gestión del conocimiento: 8 proyectos y no identifica actividades.

e) Gestión de trabajos y tareas: 1 proyecto y 2 actividades.

En la descripción, el titular identifica los 4 indicadores del cuadro de mando integral de ANAV que, en su opinión, sirven para medir la eficacia del Programa de OyFH en los aspectos relativos a Factores Humanos.

Como resultado final, en la RPS el titular concluye que las actuaciones abordadas en el Programa de OyFH en el periodo cubierto por la RPS han sido numerosas, destacando lo adecuado de algunas y la necesidad de mejora identificada por otras. Así mismo concluye enmarcando este Programa de OyFH con el PAMGS en marcha y con el inicio del PROCURA, implantado en toda la organización de ANAV tras el suceso de la emisión de partículas radiactivas de C. N. Ascó, señalándose que este último está siendo preparado para "dotar a la Organización de los medios, la voluntad y la motivación necesarios para lograr los objetivos de este Programa de mejora de la seguridad".

Plan de mejora de cultura de seguridad

En el apartado 3.8 sobre Programas de Mejora de la Seguridad del informe de la RPS de C.N. Vandellós II, el Titular incluye el capítulo 3.8.2, que está dedicado al Programa de OyFH. Es dentro de este Programa de OyFH donde el Titular describe las actuaciones en CS. En concreto, de acuerdo a las siete categorías establecidas por WANO y empleadas por el Titular para estas disciplinas de OyFH, la tercera está dedicada a la CS.

En este punto el titular describe muy brevemente algunos conceptos asociados al Programa de Cultura de Seguridad. Así, en primer lugar, señala las tres etapas en la evolución de mejora de la CS en una organización: 1) La seguridad se basa únicamente en reglas y en reglamentos, 2) La seguridad es un objetivo a alcanzar por la Organización y 3) La seguridad es siempre mejorable. En este punto el titular se ve asimismo en la etapa 2 al inicio del periodo de análisis de la RPS, y considera que se ha avanzado en estos diez años hasta la zona alta de dicha etapa 2.

En segundo lugar apunta las referencias metodológicas que le sirven de guía y que, principalmente, responden a los documentos del OIEA; aunque señala que son coherentes con documentos de INPO y de la NRC. Las cinco características en que el OIEA estructura la CS, y que le sirven de marco de referencia al titular para describir sus actuaciones en esta década, son:

a) La seguridad es un valor claramente reconocido en la organización.
b) La responsabilidad en seguridad es clara.
c) Se observa un visible liderazgo en seguridad.
d) La seguridad está integrada en todas las actividades.
e) La seguridad es potenciada a través del aprendizaje.

En la descripción, el titular identifica 12 indicadores del cuadro de mando integral de ANAV que, en su opinión, sirven para medir la eficacia del Programa de Cultura de Seguridad.

8. Control de la Configuración

La RPS consiste en una descripción del control de la documentación de la central, y hace énfasis especial en la integración de los Documentos Base de Diseño de los sistemas clase de seguridad en la configuración actual de la central, documentos que han sido elaborados

tomando como referencia el contenido y estructura del documento NEI 97-04 Rev. 1: "Design Bases Program Guidelines", que interpreta los requisitos del 10CFR50.2.

Durante el período de alcance de la RPS, se ha dado cumplimiento a la Guía de Seguridad GS-1.11 del CSN: "Modificaciones de diseño en Centrales Nucleares", de 17 de julio de 2002, cuyo objetivo era recomendar un método aceptable para el cumplimiento de los requisitos establecidos en el artículo 25 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, y que identificaba la información a remitir al CSN y a la Dirección General de Política Energética y Minas (DGPEM).

Con motivo de incorporar los niveles de referencia de WENRA (Western European Nuclear Regulators Association) sobre modificaciones de diseño que aún no estaban recogidas en la normativa española, ha sido publicada en el BOE de 19 de febrero de 2009 la Instrucción de Seguridad IS-21 del CSN: "Requisitos aplicables a las modificaciones en las Centrales Nucleares", con posterioridad a la finalización del período de alcance de esta RPS.

El cumplimiento de esta IS-21 del CSN en cuanto a la actualización de la documentación previa a la puesta en servicio de las modificaciones de diseño, que obliga a una revisión de los procesos asociados desde la implantación hasta la emisión de la documentación actualizada, ya ha sido analizado por la C.N. Vandellós II, habiendo incorporado en la última revisión del procedimiento aplicable, actualmente en borrador, los aspectos nuevos que afectan al proceso de Control de Configuración de las modificaciones de diseño.

La RPS identifica adicionalmente como área de mejora para la configuración documental de la central, el avance en la digitalización de documentos que desembocará en una mejora de la actualización de los documentos tras cambios de diseño y en una mayor accesibilidad de los mismos para usos posteriores.

SEGUNDA PARTE
EVALUACIÓN DE LA REVISIÓN PERIÓDICA DE LA SEGURIDAD

Los criterios de aceptación aplicados en la evaluación han sido los contenidos en la Guía de Seguridad del CSN 1.10 "Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares", Rev.1.

Los objetivos de la evaluación de la RPS han sido los siguientes:

- Analizar el comportamiento de la Central en los diferentes aspectos de la seguridad nuclear en un periodo de tiempo suficientemente largo e identificar tendencias.

- Identificar la posible existencia de efectos acumulativos que pudieran afectar negativamente la seguridad nuclear de la Central.

- Evaluar la seguridad nuclear de la Central a partir de los resultados obtenidos en los diferentes aspectos comprendidos en el alcance de la RPS.

- Comprobar la adecuación de la sistemática empleada por el titular en la realización de los análisis de los diferentes aspectos de la seguridad nuclear de la Central documentados en los informes periódicos.

- Comprobar la existencia de una adecuada sistemática de Control de la Configuración de la Central.

- Analizar la situación de la Central respecto de la normativa internacional y la normativa del país de origen del proyecto.

- Analizar la situación de la Central frente a los avances tecnológicos que pudieran haber tenido lugar durante el periodo de tiempo comprendido por la RPS.

- Valorar los Programas de Mejora de la Seguridad en curso en la Central, así como, la necesidad de nuevos programas en función del resultado de los diferentes análisis y comprobaciones que constituyen la RPS.

La evaluación se ha realizado teniendo en cuenta la información disponible en el CSN, consistente en los informes periódicos remitidos por el titular, las inspecciones llevadas a cabo por los técnicos del CSN, las evaluaciones realizadas por los técnicos del CSN y el seguimiento de la explotación de la Central (incluyendo el Panel de Revisión de Incidentes-PRI-) llevado a cabo por los técnicos del CSN durante el periodo considerado en la RPS. En el anexo se incluyen las referencias de los informes de evaluación.

1. Experiencia Operativa

1.1 Experiencia Operativa propia

El alcance de la evaluación ha consistido en una valoración de conjunto de la gestión de la experiencia operativa propia del titular en el período analizado de esta RPS, y que ha tenido como alcance la revisión de la evolución de los sucesos de la central (notificables propios, no notificables e incidencias menores), los resultados de los análisis de tendencias tanto en el número de sucesos y de las acciones correctoras llevadas a cabo por el titular como de las causas directas y raíz que los han originado.

La evaluación del CSN ha analizado este capítulo y lo ha encontrado en general aceptable. Se han descubierto deficiencias en la información aportada que el titular deberá de resolver en la revisión de la RPS a remitir a los seis meses de la renovación de la autorización de explotación, concretamente las siguientes:

- El titular concluye que muchas de las evaluaciones han sido adecuadas y que no ha sido necesario modificar las conclusiones, siendo válidas las acciones que en su momento se implantaron. Sin embargo, algunos sucesos han vuelto a repetirse y no se han evitado hasta que no se han implantado acciones derivadas de los sucesos posteriores (un ejemplo es el suceso N-02-008 y el posterior N-08-008), por lo que considerar adecuadas las evaluaciones de los primeros no es correcto. Sería necesario que CN Vandellós II incluyera dentro de su análisis, indicadores de recurrencia y repetitividad para valorar la bondad del mismo.

- Falta la ficha de evaluación del suceso notificable N-07-002 (7-3-07).

- Para que el programa de acciones correctivas sea eficaz, ninguna Acción Correctiva (AC) debería quedar sin resolverse más de un ciclo de operación, salvo que por su especial envergadura esté justificado. CN Vandellós II tiene acciones pendientes que no cumplen este criterio, por lo que deberían incluir en su análisis indicadores que muestren el número de retrasos en los distintos períodos del proceso, y en particular el número de las AC que han tardado en cerrarse más de un año desde su fecha de apertura, así como medidas procedimentadas que vigilen estos plazos.

- En algún caso no se establece fecha de cierre para las acciones pendientes (N-05-006, por ejemplo), en otros se ha rebasado la fecha límite para implantar la acción y no ha sido modificada (N-06-002, N-06-003…), y en alguno no está bien descrito el enunciado de la acción (un ejemplo es N-02-010). En el caso concreto del suceso N-07-016, a raíz de la inspección del CSN a CN Vandellós II los días 11 y 12 de marzo de 2010, debería modificarse la evaluación.

- Las AC que puedan ser derivadas a estudios o análisis posteriores no se pueden considerar cerradas sin más, ya que dichos análisis generarían posiblemente nuevas AC. CN Vandellós II debe revisar los resultados de dichos estudios y análisis e incluir una descripción de las conclusiones de los mismos, así como rehacer los análisis estadísticos incluyendo las nuevas AC fruto de los nuevos análisis realizados.

Estos aspectos se han comunicado al titular mediante la carta de referencia CSN-C-DSN-156.

Por otra parte, aunque CN Vandellós 2 ya viene realizando Análisis de Causa raíz (ACR) de todos sus sucesos notificables, este criterio no está establecido en la normativa vigente y a fin de convertirlo en requisito, se propone emitir una ITC al respecto, como ya se ha propuesto para CN Almaraz, en los siguientes términos:

> Se realizará un ACR de todos los ISN, pudiendo exceptuarse aquellos cuyas causas sean exclusivamente atribuibles a factores externos al control del Titular. Dichos análisis serán realizados con metodologías internacionalmente reconocidas y con un alcance conmensurado a su importancia para la seguridad, en el plazo más corto que sea razonablemente posible desde la ocurrencia del suceso, y los resultados serán reflejados en las revisiones de los ISN correspondientes y en los informes de experiencia operativa

1.2 Experiencia Operativa Externa

La evaluación del CSN ha analizado este capítulo y lo ha encontrado en general aceptable. Se han descubierto deficiencias en la información aportada que el titular deberá de resolver en la revisión de la RPS a remitir a los seis meses de la renovación de la AE. Concretamente, faltan sucesos de otras centrales por analizar, destacando **2** prealertas de emergencia correspondientes a CN Cofrentes (7/4/08 y 10/7/08) dentro del periodo de análisis de la RPS (las prealertas de emergencia se consideran sucesos notificables y deben, por tanto, analizarse).

Por otra parte, de la totalidad de las evaluaciones, 226 se han considerado como no aplicables a C.N. Vandellós II, aunque en la RPS no se especifica el porqué ni se indica de forma clara el número de ISN no aplicables. Este aspecto debería ser solucionado, introduciendo en el futuro una breve descripción de la causa de considerarlo no aplicable. Se propone introducir este requisito en la ITC sobre contenido del informe anual sobre análisis de experiencia operativa.

Lo más relevante que se ha encontrado en la evaluación de la experiencia operativa ajena es que de los sucesos de otras centrales españolas ocurridos entre los años 1999 y 2002, hay un total de 117 sin analizar, que es una parte significativa de todos los ISNs emitidos en eses periodo. Concretamente, el listado de 117 ISNs no analizados es el siguiente:

- CN Almaraz 1: ISN/1/1999, ISN/2/1999, ISN/6/1999, ISN/7/1999, ISN/8/1999, ISN/9/1999, ISN/11/1999, ISN/1/2000, ISN/3/2000, ISN/2/2001, ISN/3/2001, ISN/5/2001 e ISN/6/2001.

- CN Almaraz 2: ISN/1/1999, ISN/2/1999, ISN/3/1999, ISN/4/1999, ISN/5/1999, ISN/8/1999, ISN/9/1999, ISN/11/1999, ISN/12/1999, ISN/13/1999, ISN/14/1999, ISN/1/2000, ISN/2/2000, ISN/5/2000, ISN/6/2000, ISN/7/2000, ISN/3/2001, ISN/4/2001, ISN/5/2001 e ISN/6/2001.

- CN Ascó 1: AS1-071, AS1-072 y AS1-074.

- CN Ascó 2: AS2-046, AS2-047, AS2-048 y AS2-059.

- CN Cofrentes: ISN/1/1999, ISN/2/1999, ISN/3/1999, ISN/4/1999, ISN/5/1999, ISN/1/2000, ISN/2/2000, ISN/3/2000, ISN/5/2000, ISN/6/2000,

ISN/7/2000, ISN/8/2000, ISN/9/2000, ISN/1/2001, ISN/2/2001, ISN/3/2001, ISN/4/2001, ISN/7/2001, ISN/8/2001, ISN/9/2001, ISN/10/2001, ISN/11/2001, ISN/12/2001 e ISN/7/2005. Adicionalmente, tampoco se han analizado dos prealertas de emergencias cuyas fechas son 7/4/08 y 10/7/08.

- CN José Cabrera: ISN/1/1999, ISN/2/1999, ISN/3/1999, ISN/4/1999, ISN/5/1999, ISN/6/1999, ISN/7/1999, ISN/8/1999, ISN/1/2000, ISN/6/2001, ISN/7/2001 e ISN/8/2001.

- CN Santa María de Garoña: ISN/1/1999, ISN/2/1999, ISN/3/1999, ISN/4/1999, ISN/5/1999, ISN/6/1999, ISN/7/1999, ISN/8/1999, ISN/9/1999, ISN/10/1999, ISN/11/1999, ISN/1/2000, ISN/3/2000, ISN/6/2000, ISN/1/2001, ISN/2/2001, ISN/3/2001 e ISN/5/2001.

- CN Trillo: ISN/1/1999, ISN/2/1999, ISN/3/1999, ISN/4/1999, ISN/5/1999, ISN/6/1999, ISN/7/1999, ISN/8/1999, ISN/9/1999, ISN/10/1999, ISN/11/1999, ISN/12/1999, ISN/1/2000, ISN/2/2000, ISN/4/2000, ISN/1/2001, ISN/3/2001, ISN/6/2001, ISN/7/2001, ISN/10/2001, ISN/11/2001, ISN/12/2001, ISN/13/2001 e ISN/14/2001.

Preguntado el titular por el asunto, ha manifestado que no encuentra ninguna constancia documental sobre el análisis realizado de los mismos. Por ello, se propone emitir una ITC para que antes del 31 de diciembre de 2011 envíe un informe al CSN en el que indique los resultados del análisis de aplicabilidad de todos estos sucesos, además de las dos prealertas de CN Cofrentes de 2008 citadas más arriba. Para aquellos que considere no aplicables, el informe indicará el criterio de exclusión por el que no se han analizado en profundidad y para aquellos a los que no aplique criterio de exclusión alguno, el resultado de dicho análisis.

En relación con los análisis de aplicabilidad de los SER y SOER realizados por CN Vandellós II, cabe señalar que alguno de los sucesos notificables producidos en la central podía haberse evitado si el análisis de dichos documentos hubiera sido correcto. Un ejemplo es el ISN/11 de 2006, ocurrido el 1 de diciembre de 2006, en el que se encontraron deficiencias en la calificación ambiental de las siguientes válvulas: de suministro de vapor a las turbobombas de agua de alimentación auxiliar, válvulas motorizadas de aislamiento de las válvulas de alivio de los generadores de vapor, válvulas de baipás de las de aislamiento de vapor principal, válvula de salida de impulsión general de drenaje de los sumideros de contención, válvulas de purga de hidrógeno de contención y válvula de aspiración del sistema de evacuación de calor residual.

La deficiencia consistía en que su motor no disponía del tapón de drenaje en T; la función de dicho tapón es evacuar el condensado que pudiera producirse en el compartimento del motor debido a condiciones de presión y temperatura hostiles, alcanzables bajo hipótesis de accidente. El problema de la carencia de tapones de drenaje ya había sido puesto de manifiesto en el SER 18-88, *Potential failures of motor operated valves due to missing, painted or improperly installed T-drains*, cuyo análisis se realizó de forma deficiente, ya que a pesar de haberse tomado acciones al respecto, posteriormente se produjo este ISN. Esto, unido a la identificación de sucesos en otras CC.NN.EE. que podrían haber sido evitados si se hubiera analizado convenientemente la información contenido en algunos SER y SOER anteriores, nos lleva a requerir a todas las CC.NN. el análisis retrospectivo de los SER y SOER de INPO.

Otro ejemplo es el SER5-90 "Premature Lifting and Excessive Blowdown of Residual Heat Removal Relief Valves", relativo al ajuste de los anillos de blowdown de la válvula de seguridad de los diversos sistemas de la central. A raíz de un suceso ocurrido en CN Almaraz en 2007, cuya causa era que esos anillos estaban mal ajustados, el CSN envió una Instrucción técnica a las demás centrales españolas para pedirles comprobaciones al respecto. CN Vandellós 2 comprobó que también tenía mal ajustados esos anillos por no tener incorporado a sus procedimientos de mantenimiento.

Por ello, se propone emitir una ITC para requerir a CN Vandellós II que analice retrospectivamente todos los SER y SOER no analizados y que han sido publicados hasta el año 2008, básicamente los anteriores a 1992, y enviar al CSN un informe con las conclusiones de dicho análisis antes del 31 de diciembre de 2012. Esta ITC también se ha propuesto, por razones similares, para CN Almaraz.

Por otra parte, la evaluación del CSN ha observado que en el caso de las AC consistentes en realizar estudios o análisis, el titular las cierra con sólo terminar dichos estudios o análisis, pero se considera que no deberá hacerse si, derivados de esos estudios y análisis, se han generado nuevas AC. Por tanto, CN Vandellós II deberá incluir el estado de las AC en sus informes anuales de EO teniendo esto en cuenta. Se propone modificar la ITC vigente sobre el informe anual de análisis de experiencia operativa para introducir esta precisión.

Por otra parte, se ha actualizado la Instrucción Técnica Complementaria relativa a la gestión de la experiencia operativa ajena (compartida con la experiencia operativa propia), asociada a la autorización de explotación del 2000 para adaptarla a los procesos de supervisión del CSN y de la central actualmente en vigor.

2. Experiencia Relativa al Impacto Radiológico

2.1.-Dosis Ocupacional

La evaluación se ha centrado en la siguiente información: dosis oficial y dosis operacional anuales al personal profesionalmente expuesto desglosada para plantilla y contrata y la dosis media promediada a 3 años, comparativa de dosis oficial en centrales PWR para centrales europeas y estadounidenses, resumen de dosimetría interna, dosis operacional y su evolución en operación normal, recarga y paradas significativas, evolución del número de trabajadores expuestos en recarga, y en la reducción del término fuente como contribución, entre otras acciones, al plan de optimización de dosis.

Del análisis de los datos presentados en este informe para la evaluación desde el punto de vista de la protección radiológica operacional, de la Revisión Periódica de la Seguridad de la Central Nuclear de Vandellós II, sobre el periodo comprendido entre el 1 de enero de 1999 y 31 de diciembre de 2008, que incluye desde la 10ª hasta la 15ª recarga, se concluye que el contenido y alcance de la RPS están acordes con los criterios de aceptación, por lo que no se encuentra inconveniente a que se apruebe dicho documento, una vez considerados los puntos que se enumeran a continuación:

- La evolución de las dosis presenta una evolución casi constante con el tiempo, pero se debe tener en cuenta la extraordinaria duración de las recargas de los años 2005 y 2007.

- Existen dos indicadores que parecen poner de manifiesto la idea expresada por CN Vandellós II respecto a una tendencia decreciente de las dosis colectivas. Por una parte,

la tasa de dosis media en el primario ha venido decreciendo constantemente desde el año 1994, pasando de valores de 3,8 mSv/h a 0,6 mSv/h, y por otra, el índice de dosis se ha reducido a menos de la mitad desde el año 1999 al año 2007.

- En cuanto a las dosis individuales en todo el período evaluado, ningún trabajador ha superado el valor de dosis de 20 mSv al año, valor promedio en 5 años del límite fijado por el actual Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes (RPSRI).

- El mayor número de personas que han superado los 5 y 10 mSv corresponde a los años 1999, 2000 y 2002. A partir de entonces se produce una disminución en el número de trabajadores con dosis por encima de 5 mSv.

- En el periodo evaluado no se han producido contaminaciones internas por encima del nivel de registro dentro de los 17.106 contajes realizados.

- La influencia de las medidas tendentes a la reducción del término fuente del año 2003 (recarga 13) no han podido ponerse de manifiesto en las recargas 14 y 15 debido a su larga duración. Sin embargo, las dosis colectivas no se han incrementado en la misma proporción que las horasxpersona (hxp) en zona controlada.

- En cuanto a las dosis colectivas oficiales promediadas a 3 años se tiene que desde 2003 los valores son inferiores a los fijados por INPO como valor medio objetivo (650 mSv).

- Sin embargo, se considera necesario que CN Vandellós II realice una comparativa con las dosis de las plantas gemelas a través de los datos disponibles en ISOE, tanto para dosis anual como medias trienales donde también se deberá incluir a las centrales americanas.

- En general, los resultados observados ponen de manifiesto que la situación radiológica del personal y de la instalación, así como la implantación del Programa ALARA en la CN Vandellós II, parecen adecuados.

- La información suministrada por la CN de Vandellós II en la Revisión Periódica de la Seguridad coincide, en general, con los datos disponibles en el CSN, no obstante durante el desarrollo de la evaluación de este documento se ha encontrado una discrepancia en los valores de la tasa de dosis media en la rama caliente del año 2000, entre los valores que figuran en la RPS para ese parámetro y el extraído de los informes de actividades de recarga por el CSN: esta discrepancia se muestra en la tabla que se expone a continuación.

CSN (*)				RPS CNVA2
Rama caliente lazo 1	Rama caliente lazo 2	Rama caliente lazo 3	Media	Media
0,75	0,83	0,7	0,76	1,55

(*) La unidad es el mSv/hora

Las conclusiones expuestas en los dos últimos párrafos han sido comunicadas al titular mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/10/81 para que incorpore los datos que resulten de la resolución de las discrepancias en la próxima revisión de la RPS:.

2.2.-Vertidos y Dosis al Público

La evaluación se ha centrado en las actividades relativas a los efluentes líquidos y gaseosos y su impacto radiológico, para lo cual ha considerado la información periódica y no periódica remitida por el titular, los sucesos notificables e incidentes, las cuestiones más significativas identificadas por la Inspección Residente del CSN, los informes periódicos de modificaciones de diseño remitidos por la central, las inspecciones realizadas, el contenido de los programas de acciones correctoras de la instalación en los que el titular debe identificar los temas objeto de mejora y establecer las acciones asociadas que deben implantarse y los informes de evaluación realizados durante este periodo de tiempo.

Como resultado de la evaluación, se concluye que el contenido de este apartado del RPS se ha considerado aceptable, si bien el titular se debe clarificar la estructura los apartados 2.1, 2.2 y 2.3 – resúmenes ejecutivos de seguridad nuclear, protección radiológica y de efluentes radiactivos del documento, respectivamente, de forma que se contemplen en el mismo apartado todos los aspectos relacionados con el tratamiento, vigilancia y control de los efluentes y que la denominación de dicho apartado se corresponda con el contenido del mismo.

Asimismo, debe mejorar una serie de aspectos de detalle de los apartados 3.2- efluentes radiactivos y 3.5 –modificaciones de la instalación de la RPS, relativos a datos de actividad de vertidos y su evolución y aportando información más precisa sobre modificaciones de diseño relativas a los efluentes radiactivos.

El detalle de los aspectos a clarificar y mejorar ha sido comunicado al titular mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/10/97, para que sean incluidos en una nueva revisión de la RPS.

2.3.-Residuos Radiactivos Sólidos

2.3.1 Gestión del combustible gastado y residuos alta actividad

La evaluación ha analizado el contenido de la RPS en lo relativo a la gestión del combustible gastado y los residuos de alta actividad, que tras la generación de los mismos, consiste básicamente en el almacenamiento temporal, bajo la modalidad de almacenamiento temporal en húmedo en la piscina de combustible gastado asociada al diseño inicial de la propia central.

Los aspectos evaluados han sido los siguientes: la experiencia operativa propia y ajena en cuanto a los sucesos notificables e incidencias menores acerca del manejo del combustible gastado, el comportamiento de equipos en lo relativo a la generación, caracterización e inspección de elementos combustibles, incluyendo los elementos dañados o evoluciones de técnicas o métodos de caracterización, y las modificaciones de diseño sobre estructuras y equipos asociadas al manejo del combustible.

Las conclusiones alcanzadas han sido las siguientes:

- En lo que concierne a la gestión del combustible gastado y con el actual grado de ocupación de la piscina de elementos combustibles gastados y conforme a la actual programación de ciclos de C.N. Vandellós II, se estima la saturación de la capacidad de almacenamiento de la piscina para el año 2021, por lo que en este aspecto no se compromete la autorización de explotación hasta el año 2020.

- En cuanto al resto de los aspectos evaluados en la Revisión Periódica de la Seguridad se consideran adecuados.

2.3.2 Gestión de residuos de media y baja actividad

La evaluación ha sido llevada a cabo sobre los aspectos incluidos en la RPS 2º período, sobre la experiencia relativa al impacto radiológico por residuos radiactivos sólidos. Estos aspectos son los siguientes:

- Programas de reducción de la generación
- Identificación de las corrientes de residuos para los que aún no exista una vía de gestión
- Descripción de la evolución de los procesos de aceptación de residuos para su gestión definitiva
- Análisis de la situación de los bultos de residuos históricos
- Análisis de los requisitos de trazabilidad asociados a las diversas etapas de gestión de los residuos que lleva a cabo el titular
- Análisis de las incidencias en el control de los movimientos de materiales residuales y residuos radiactivos entre las distintas zonas de la central con el objeto de prevenir que sean gestionados como convencionales.
- Modificaciones de diseño
- Análisis de la situación respecto de la nueva normativa internacional y la nueva normativa del país de origen del proyecto.

Las conclusiones alcanzadas en la evaluación son las siguientes:

1) Experiencia relativa al impacto radiológico**.**

   a) Identificación de las corrientes de residuos para los que aún no exista una vía de gestión.

Según el apartado 3.2.4.5 de la RPS *"no existen por el momento en la planta residuos para los cuales no esté definida una vía de gestión, con excepción de los residuos de grandes componentes, si bien no se han generado ninguno de éstos en CN Vandellós II*".

Esta información no coincide con la proporcionada en la propuesta de revisión 3 del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos (PRR) de CN Vandellós II, presentada junto con la RPS en la solicitud de renovación de la autorización de explotación. Según el PRR los residuos radiactivos que no disponen de una vía de gestión implantada y que están a la espera de la definición y aplicación de actuaciones para su gestión posterior (nivel 3 de gestión) son en concreto los siguientes:

- 390 bultos de resinas sin proceso de aceptación finalizado
- 70 fuentes encapsuladas

- Aceites (no desclasificados)

Aunque no identificados en la revisión 3 del PRR, también se encontraría actualmente en un nivel 3 de gestión el aditivo de lavadoras de freón almacenado en el Edificio de Solidificación.

Se deberán identificar en este apartado las corrientes de residuos que tengan un nivel 3 de modalidad de gestión implantada, según la propuesta de revisión 3 del PRR.

b) Descripción de la evolución de los procesos de aceptación de residuos para su gestión definitiva

Según la RPS, de todos los residuos acondicionados en la central, sólo quedan pendientes de aceptación por parte de ENRESA 218 bidones de 220 litros con resinas de intercambio iónico hormigonadas, para los cuales se tiene previsto un proceso específico de aceptación. Según la propuesta de revisión 3 del PRR de CN Vandellós II, el número de bultos de resinas de intercambio iónico pendientes de aceptación es de 390 bultos. La cantidad de bultos de resinas no aceptadas deberá ser coincidente en ambos documentos.

c) Análisis de los requisitos de trazabilidad asociados a las diversas etapas de gestión de los residuos que lleva a cabo el titular

Se deberán indicar cuáles son los procesos de registro y archivo de las diferentes etapas de la gestión de los residuos que existen en central nuclear de Vandellós 2, así como realizar un análisis de la experiencia de su aplicación y las posibles mejoras detectadas o implantadas en el periodo de análisis.

Las conclusiones expuestas en el apartado 1 anterior han sido comunicadas al titular mediante la carta de referencia CSN-C-DSN-10-76 para su incorporación en la próxima revisión de la RPS.

2) Análisis de la situación respecto de la nueva normativa internacional y la nueva normativa del país de origen del proyecto.

Se comprueba que en el aparatado 3.4 de la RPS "*Análisis de la nueva normativa*" no se ha incluido ningún análisis sobre nuevas revisiones de la normativa aplicable a la gestión de los residuos de baja y media actividad que forma actualmente parte de las bases de licencia, ni sobre nueva normativa aprobada en el periodo de análisis.

Se ha identificado una guía reguladora y una carta genérica de la USNRC, cuya revisión más actual no está incluida en la base de licencia de la central. Esta normativa y las consideraciones a las que se han llegado en la revisión realizada sobre normativa específica son las siguientes:

- La guía reguladora 1.143 "Guías de diseño para estructuras, sistemas y componentes para la gestión de desechos radiactivos instalados en centrales nucleares de agua ligera". Revisión 2 de noviembre 2001, deberá aplicarse en futuras modificaciones de diseño significativas.

- La carta genérica 81-83 "Almacenamiento de residuos radiactivos de baja actividad en emplazamientos de centrales nucleares". Revisión 10 de noviembre 1981, debe formar parte de la base de licencia para futuras modificaciones que impliquen ampliar la capacidad de almacenamiento de desechos radiactivos de baja y media actividad.

El titular en su carta de referencia CNV-L-CSN-5291, recibida en el CSN el 4 de mayo de 2010 (nº de registro 40961), informa de que analizará la aplicabilidad a C. N. Vandellós II de la citada normativa en futuras modificaciones de diseño que tengan relación con el contenido de las mismas, incorporando dicha normativa a sus bases de licencia en la medida que sean compatibles con las del resto de la central.

2.4.-Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA)

Las fuentes de información aportada en el capítulo sobre experiencia relativa al impacto radiológico y vigilancia radiológica ambiental de la RPS consisten básicamente en: el estudio de los procesos y los procedimientos del PVRA, los datos extraídos de los informes del PVRA remitidos anualmente al CSN que figuran tanto en el informe anual como en el fichero de datos Keeper, y datos de los valores medios de todo el periodo contemplado en el área vigilada considerada globalmente.

La evaluación se ha centrado en los aspectos que se exponen a continuación junto con las conclusiones alcanzadas:

- La información proporcionada sobre el periodo para cada vía de exposición y tipo de muestra, los resultados de concentración media de actividad para cada isótopo en el periodo considerado en el estudio, y los promedios de los valores de radiación directa en cada estación de medida, coincide básicamente con la contenida en la base de datos Keeper del CSN.

- Las mejoras y modificaciones en el PVRA: en el periodo analizado han sido mínimas y se han mantenido de acuerdo a los criterios establecidos en el MCDE, salvo ligeras modificaciones en el programa de muestreo y análisis que han sido consecuencia en su mayoría de la desaparición de estaciones de muestreo de alimentos por cese de actividad que han sido sustituidas por otras cuando ha sido posible, y de adaptaciones del programa a otras circunstancias locales, cabe destacar la paulatina adaptación de sus procedimientos a las normas UNE y procedimientos publicados por el CSN.

- La selección de las vías de seguimiento de los efluentes líquidos y gaseosos: el titular ha elegido el suelo como muestra representativa de la vía de exposición a efluentes gaseosos, al igual que en la anterior RPS. Como isótopos radiactivos se analiza la evolución de la concentración de ^{137}Cs y ^{90}Sr y como muestras representativas de las vías de exposición a efluentes líquidos se han elegido los organismos indicadores (Posidonia oceánica) y la concentración de actividad de ^{137}Cs, ^{60}Co y ^{90}Sr, lo que se considera adecuado.

  La metodología de análisis empleada ha sido la presentación visual de los valores medios anuales excepto en el caso de los suelos que son puntuales, en cada una de las estaciones y para cada isótopo radiactivo. El análisis de las tendencias se efectúa a través del ajuste de líneas exponenciales a los datos.

- La radiación ambiental: en ningún caso las concentraciones de isótopos radiactivos de origen artificial en muestras ambientales han superado los valores de los niveles de notificación contenidos en el MCDE, lo que es una garantía a la hora de asegurar que el impacto radiológico del funcionamiento de la central sobre la población residente en su zona de influencia a través de las muestras vigiladas no es significativo.

- La experiencia operativa: se ha evaluado desde dos puntos de vista, el de la ejecución del programa y el de los resultados de la vigilancia, estableciéndose como consecuencia los dos siguientes requisitos que se deben incorporar a la RPS:

  - Desde el punto de vista de los resultados, en la próxima revisión de la RPS, se aplicarán modelos estadísticos adecuados para valorar el posible impacto de la instalación, así como su extrapolación a la vida prevista de la misma, teniendo en cuenta que deberán considerarse todos los valores puntuales disponibles en los 10 años que cubre el periodo operacional de esta RPS.

  - Desde el punto de vista de la experiencia en la ejecución del programa de vigilancia, en la próxima revisión de la RPS, se incluirá un resumen de los hallazgos y acciones identificadas en el "Programa de Acciones Correctoras" PAC de CN Vandellós II durante la ejecución de las actividades rutinarias, teniendo en cuenta que durante el año 2008 varios incumplimientos de procedimientos internos y buenas prácticas dieron origen a dos hallazgos de inspección sobre el PVRA dentro del Programa Base de Inspección, que fueron reflejados en el Sistema Integrado de Supervisión de las centrales nucleares (SISC) del CSN. El titular en su RPS deberá extraer lecciones aprendidas de estos sucesos, demostrar que ha corregido las desviaciones y dispone de los medios necesarios para restablecer su capacidad de prevención en adelante.

Los requisitos de ampliación de información de la RPS que se recogen en los dos puntos anteriores, han sido comunicados al titular mediante la carta de referencia CSN-C-SN-10-137.

3. Análisis de cumplimiento de nueva normativa

3.1 Evaluación general de la normativa nacional, normativa internacional, normativa del país de origen del proyecto y normativa solicitada por el CSN

La evaluación se ha centrado en el análisis de cumplimiento de la normativa en su conjunto por grupos, según se expone a continuación:

1. Reglamentación nacional
2. Reglamentación internacional.
3. Normativa del país de origen del proyecto.
4. Normativa solicitada por el CSN.

Se ha realizado una valoración de conjunto atendiendo al análisis del titular para cada uno de los grupos mencionados revisándose las principales acciones que se han alcanzado en el análisis del titular e identificando las que permanecen abiertas y, para ello, se ha considerado la información adquirida durante el proceso de supervisión llevado a cabo durante el período analizado. La evaluación considera aceptable la información de la RPS.

Por otra parte, se ha actualizado la Instrucción Técnica Complementaria nº 6, asociada a la autorización de explotación del 2000 para adaptarla a los procesos de supervisión del CSN y de la central actualmente en vigor.

3.2 Evaluación específica de la normativa del país de origen del proyecto

En este apartado se incluyen algunas normas emitidas en el país de origen del proyecto durante el periodo cubierto por la RPS que en su momento no se incluyeron en la Instrucción Técnica Complementaria sobre la Normativa de aplicación Condicionada, bien porque no se consideraron prioritarias o bien porque, dadas sus características, se consideró que su inclusión en la RPS aportaba garantía suficiente de que serían adecuadamente analizadas.

R.G 1.07, Revisión 3, 2007 "CONTROL OF COMBUSTIBLE GAS CONCENTRATIONS IN CONTAINMENT FOLLOWING A LOCA REV. 2 DE NOVIEMBRE DE 1978"

El marco normativo que se ha utilizado en la evaluación se resume a continuación.

En septiembre de 2003 la NRC revisó el 10CFR50.44 Combustible Gas Control For Nuclear Power Reactors dentro de un proceso de modificaciones al 10CFR50 informado por el riesgo. Con esta modificación se incorporaron recomendaciones de la propia NRC, entre ellas la consideración de que sólo el gas generado en un accidente fuera de la base de diseño implicaría un riesgo significativo para la integridad de la contención, eliminando requisitos propios de salvaguardias sobre los sistemas destinados a mitigar las consecuencias del gas generado en un LOCA base de diseño pero ampliando el alcance de la norma al accidente severo. Posteriormente se emitió la revisión 3 de la RG 1.07, proporcionando un método aceptable para cumplir con lo requerido en el 10CFR 50.44 a los sistemas de mezcla, control y vigilancia de gases combustibles en accidentes severos.

Las líneas generales de la posición reguladora C contenida en la revisión 3 de la RG 1.07 son las siguientes:

1. Los sistemas de control de gas combustible que deban funcionar en un accidente severo deberán proporcionar una garantía razonable de operación en las condiciones de accidente durante el tiempo requerido.
2. Los monitores de hidrógeno deben mantenerse funcionales, fiables y capaces de medir continuamente la concentración de hidrógeno en la contención en un accidente severo.
3. La efectividad de los sistemas de mezclado de la atmósfera deberá estar analizada, demostrando que no se producirán mezclas detonables de gas en compartimentos o cubículos.
4. Se limitará la presencia en contención y se identificarán los materiales cuya corrosión por reacción al spray u otras soluciones pueda producir hidrógeno.
5. Se demostrará la integridad estructural de la contención mediante códigos analíticos que tengan en cuenta combinaciones de cargas muertas con una presión interna de 45 psig.

Además, la revisión 2 de la RG 1.7 establece que los sistemas de control de gases combustibles cumplan con todos los requisitos de diseño aplicables a los sistemas relacionados con la seguridad. Por otro lado, se establece la necesidad de disponer de

capacidad de purga de la atmósfera de la contención, sin requerir que este sistema sea redundante o sísmico, salvo las partes con función de aislamiento de la contención.

Asimismo, en dicha revisión se establece como valor límite a considerar para la eficacia de los sistemas de control de gases combustibles cinco veces la cantidad considerada en el 10CFR50.46 (1% en peso) pero no menor que la cantidad resultante de la reacción de todo el metal de las vainas hasta un espesor de 0.005mm.

La evaluación se ha centrado en la valoración del diseño y funcionalidad de los medios de C. N. Vandellós II que intervienen en la gestión de un accidente severo. Las cuestiones planteadas en la evaluación se discutieron en las reuniones con el titular sobre RPS y NAC los días 22 y 23 de abril de 2010 (Nota de reunión de referencia R10/04) y 3 de mayo de de 2010 (Acta de reunión refª.- CSN/ART/SINU/VA2/1005/03). Como resultado de todo ello se requirió del titular las siguientes acciones:

1. El cumplimiento con la posición C4 de la revisión 2, garantizando la capacidad de purga de la contención post-accidente mediante análisis de operabilidad de las válvulas de 4" y 8" del sistema de purificación y purga de la contención (GT), demostrando que pueden abrir y mantenerse en la posición de purga en las condiciones de funcionamiento contempladas en los Procedimientos de Operación de Emergencias.

2. Confirmar que, de acuerdo con el criterio de funcionamiento de los sistemas de control de hidrógeno establecido en la revisión 2 de la guía y en el código 10CFR50.44, la hipótesis contemplada por el titular de reacción del 5% del metal de las vainas con el refrigerante es mayor que la resultante de suponer la reacción del metal de las vainas hasta un espesor de 0.00023" (0.0058 mm).

3. A la vista de la experiencia operativa observada en las inspecciones del CSN a la central, analizar la validez de los monitores de hidrógeno para proporcionar la medida continuada tras producirse el accidente que se requiere en la revisión 3 de la guía y establecer las acciones correctoras derivadas de su análisis, sin descartar el posible cambio de los monitores.

4. Modificar el requisito de vigilancia 4.6.5.1.c de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de acuerdo con el estándar aplicable, NUREG-0452, especificando que la calibración de los analizadores de hidrógeno de la contención se realice con gas a dos concentraciones de hidrógeno diferentes: 1% y 4% en volumen.

Al respecto, el titular ha remitido la carta de referencia CNV-L-CSN-5311, recibida el 12 de mayo de 2010 (nº de registro 41045), en la que adjunta un análisis de respuesta a las cuestiones planteadas en la evaluación, correspondientes al cumplimiento con las revisiones 2 y 3 de la guía reguladora 1.7. Asimismo, se indica en la carta que las acciones derivadas del análisis realizado se han incorporado al PAC.

Adicionalmente, en la carta de referencia CNV-L-CSN-5315, recibida el 18 de mayo (nº de registro 41092), el titular manifiesta que realizará las acciones derivadas del análisis de la carta CNV-L-CSN-5311 mencionada, en unos plazos acordes con los fijados por la evaluación. Adjunto a la carta se incluye el análisis justificativo del cumplimiento de esta guía reguladora, del que surgen algunas acciones que el titular llevará a cabo en los plazos

acordados. Este análisis ha sido considerado aceptable por la evaluación sin acciones ni requisitos adicionales. Las acciones surgidas del análisis del titular son las siguientes:

- Completar, en abril de 2011, la cualificación de los nuevos monitores de hidrógeno de la contención, con el fin de disponer de capacidad continua de vigilancia de hidrógeno.

- Emitir, en agosto de 2010, la propuesta de cambio de ETF asociada a la implantación del nuevo sistema de monitorización de hidrógeno, con el fin de valorar su adecuación a los estándares aplicables.

- Modificar la documentación de planta, consistentemente con estas acciones.

La evaluación considera aceptables las acciones previstas por el titular.

R.G. 1.180, Revisión 1, 2003 "GUIDELINES FOR EVALUATING ELECTROMAGNETIC AND RADIO-FREQUENCY INTERFERENTE IN SAFETY-RELATED INSTRUMENTATION AND CONTROL SYSTEMS"

La NRC ha revisado y emitido esta guía reguladora de cara a proporcionar una guía a los licenciatarios y solicitantes en cuanto a métodos adicionales aceptables para el cumplimiento con la regulación de la NRC en cuanto al diseño, instalación, y prácticas de prueba para hacer frente a los efectos de interferencias electromagnética y de radiofrecuencia o impulsos de potencia en sistemas de instrumentación y control relacionados con la seguridad.

La NRC señala que esta guía reguladora es aplicable a todos los nuevos sistemas relacionados con la seguridad, o a modificaciones de los actualmente existentes, que incluyan equipamiento electrónico analógico, digital o híbrido (analógico y digital combinado).

En su análisis, el titular indica que los instrumentos que se incorporan a la central cumplen con la normativa industrial de compatibilidad electromagnética (UEC/EN 61236 y NAMUR NE-2), y además en las especificaciones de compra de cualquier componente de instrumentación y control relacionado con la seguridad se requiere sistemáticamente la certificación de compatibilidad electromagnética del mismo respecto a la normativa en vigor.

La RG1.180 revisión 1 es la guía reguladora que se aplica por el CSN en la evaluación de solicitudes de modificaciones de diseño afectando a sistemas de instrumentación y control relacionados con la seguridad que involucren equipo electrónico analógico o digital.

En base a lo anterior, la evaluación concluye que el titular debe identificar la guía reguladora 1.180, revisión 1 como normativa a analizar y definir justificadamente su alcance de aplicación cuando aborde una modificación de diseño que tenga un claro nexo con el contenido de la misma, incorporando esta RG en sus bases de licencia.

Este aspecto lo ha asumido el titular en la carta de referencia CSN-C-DSN-5290, recibida en el CSN el 13 de mayo de 2010 (nº de registro 41054). Adicionalmente, en la carta de referencia CNV-L-CSN-5331, recibida el 15 de junio de 2010 (nº de registro 41265), indica que el plazo de incorporación de la revisión 1 de esta guía reguladora a las bases de licencia no sobrepasará el 31 de diciembre de 2010.

La evaluación considera aceptable la posición del titular.

R.G. 1.204, Revisión 0, 2005 "GUIDELINES FOR LIGHTNING PROTECTION OF NUCLEAR POWER PLANT"

La RG 1.204 aplica al diseño e instalación de sistemas de protección frente a rayos, de cara a asegurar que los transitorios eléctricos resultantes de fenómenos de rayos no causen inoperabilidad de sistemas relacionados con la seguridad o la actuación espuria de tales sistemas.

La RG 1.204 se basa en el NUREG/CR-6866 "Technical Basis for Regulatory Guidance on Lightning Protection in Nuclear Power Plants", el cual a su vez hace referencia a la norma NFPA 780 como guía para el diseño de la protección contra descargas atmosféricas.

Durante el proceso para la determinación de normativa NAC por parte del titular, el CSN no requirió la realización de un análisis de esta RG en base a que las guías reguladoras emitidas en fecha posterior al inicio del periodo de la RPS vendrían incluidas en el capítulo de normativa del informe sobre la RPS. Sólo aquellas RG de este periodo que el CSN consideraba particularmente importantes fueron incluidas en la ITC de la NAC, sin que la RG 1.204 fuera una de ellas. Sin embargo, en el informe de la RPS que ha presentado CN Vandellós II no ha incluido el análisis de esta guía reguladora, argumentando ANAV que ello era debido a que no forma parte de las bases de licencia actuales de la central.

Ante esta situación, la evaluación del CSN ha considerado necesario incluir este tema dentro del objeto de la visita de inspección realizada a la central con fecha 24 de marzo de 2010, durante la cual el titular indicó la existencia, y entregó copia a la Inspección, de su informe interno refª DST 2009/188, cuyo asunto consiste en: "Analizar la normativa de referencia aplicable al diseño de CN Vandellós II en relación con el diseño del sistema de protección contra rayos".

El alcance del citado informe contempla:

- Una recopilación de los antecedentes de la central en cuanto a estudios y documentación concerniente a la protección contra rayos.
- Un análisis de la normativa actualmente existente aplicable al análisis de los sistemas de protección contra rayos. En este sentido se revisó, tanto en cuanto a lo referente a zonas de protección como en cuanto a la evaluación del riesgo de caída de rayos, el contenido de las normas: NUREG/CR-6866, NFPA-780, UNE 21186, y CTE SU8.
- Un análisis comparativo de lo establecido en las citadas normas para cada uno de los dos aspectos mencionados.

Las conclusiones más relevantes alcanzadas por la central en dicho informe son las siguientes:

- El titular propone realizar una modificación de diseño de protección atmosférica para los edificios de contención, Centro de Apoyo Técnico y generadores diesel (CAT-DIESEL), desechos radiactivos, solidificación y almacenamiento de desechos, combustible y turbina; indicando además que el tipo de protección a implementar en estos edificios ha de ser de tipo reticular (con malla de cable sin pararrayos).
- el tipo de dispositivo de protección contra rayo que más protección ofrece sería el pararrayos con dispositivo de cebado (PDC) y
- la normativa aplicable más adecuada a la central son las normas UNE 21185 Protección de las Estructuras Contra el Rayo y Principios Generales" y 21186

"Protección de Estructuras, Edificaciones y Zonas Abiertas mediante Pararrayos con Dispositivos de Cebado"

En el transcurso de la inspección realizada, el titular manifestó la previsión de proceder a la implementación de la citada modificación de diseño en junio de 2011.

Como conclusiones generales alcanzadas en la evaluación, se considera que la información aportada por el titular, y el informe DST 2009/188 antes mencionado son aceptables; que el planteamiento del análisis realizado cumple el espíritu de la RG 1.204, si bien como acciones derivadas del mismo el titular ha optado por la aplicación de una metodología alternativa a la contemplada en la guía reguladora, basada en el uso de las normas españolas UNE 21185 y 21186; y que la propuesta de modificación de diseño puesta en marcha por parte de CN Vandellós II SCD-V-30609, la cual el titular deberá completar en su desarrollo e implementación, se ha considerado igualmente aceptable.

El desarrollo y la implantación de la modificación de diseño SCD-V-30609 indicada, actualmente en curso, será incluida en una Instrucción Técnica Complementaria., con un plazo de finalización de 30 de junio 2011.

Adicionalmente, se considera necesario que el titular analice la aplicabilidad de la R.G. 1.204 "Guidelines for Lightning Protection of Nuclear Power Plants", y definirá justificadamente su alcance de aplicación, cuando aborde una modificación de diseño que tenga un claro nexo con el contenido de las misma.

Este aspecto lo ha asumido el titular en la carta de referencia CSN-C-DSN-5290, recibida en el CSN el 13 de mayo de 2010 (nº de registro 41054), que la evaluación del CSN considera aceptable

Adicionalmente, en la carta de referencia CNV-L-CSN-5331, recibida el xx de junio de 2010 (nº de registro xxx), indica que el plazo de incorporación de la revisión 1 de esta guía reguladora a las bases de licencia no sobrepasará el 31 de diciembre de2010, que se considera igualmente aceptable.

4. Comportamiento de Equipos

4.1.- Requisitos de Vigilancia de las Especificaciones de Funcionamiento

La evaluación genérica se ha centrado en la valoración del conjunto de las inoperabilidades de equipos, de sucesos notificables, de las modificaciones de requisitos de vigilancia y de los cambios en su contenido, con fin de determinar las tendencias a lo largo del período RPS.

Los principales resultados alcanzados son las siguientes:

- Se ha considerado aceptable la valoración del titular sobre la evolución global de los procesos y procedimientos incluidos dentro del alcance de la RPS, identificando las modificaciones realizadas, sus objetivos, las acciones derivadas, su implantación, las mejoras obtenidas y las deficiencias detectadas en su sistemática de implantación, así como los planes futuros para aumentar la seguridad de la central.

- Se han detectado, sin embargo, ciertas carencias respecto al cumplimiento de los Requisitos de Vigilancia de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, que son resultados significativos aquellos fallos, funcionales o no, detectados en equipos

incluidos en las Especificaciones de Funcionamiento, que el titular debe considerar dentro de la RPS, y los debe ordenar por tipo de componente y sistema.

Asimismo, se considera también que el titular deberá incluir en la RPS un análisis de tasas de fallo, tendencias, análisis de causa raíz y acciones correctoras.

- Los listados incluidos en los anexos con la relación de casos identificados se encuentran ordenados por sistemas y componentes tal y como es requerido, pero no se realiza una distinción entre los fallos funcionales y las indisponibilidades producidas ni se lleva a cabo un análisis de las tasas de fallo y de sus tendencias. La única conclusión alcanzada del estudio se refiere a los tres equipos que presentan un mayor número de inoperabilidades y el tratamiento que se ha dado mediante la Regla de Mantenimiento a los mismos.

- Por otro lado, también hay que indicar que las fuentes de la información utilizadas por el titular en el análisis no son los resultados de la ejecución de Requisitos de Vigilancia (RV), sino que el estudio se ha realizado a partir de las órdenes de trabajo (OT). Esta fuente de información podría no contemplar toda la problemática asociada a los equipos sometidos a ETF, ya que durante la realización de los RV podrían producirse incidencias que no fueran solucionadas mediante una OT (ajustes de canales de instrumentación por ejemplo) y por consiguiente, no tenidas en cuenta en el análisis.

Teniendo en cuenta todo lo anteriormente indicado, en la próxima revisión del informe de la RPS, se debería requerir al titular lo siguiente:

1.- Un análisis de la tasa de fallos de equipos sometidos a ETF orientada a identificar tendencias negativas para la seguridad en el comportamiento de los equipos, comprobando, en los casos aplicables, la idoneidad de las acciones correctivas implantadas.

2.- Una valoración sobre las implicaciones que tiene el hecho de utilizar las fuentes de información que se han empleado y no los resultados de ejecución de los RV

Estos aspectos han sido comunicados al titular mediante la carta de referencia CSN-C-DSN-10-131.

4.2.- Programa de Inspección en Servicio

Este apartado está estructurado en las siguientes partes: Alcance y resultados del programa de inspección en servicio del intervalo y Manual de la Inspección en Servicio (MISI), alcance y resultados de los manuales de recomendaciones revigilancia (MRV) y de erosión-corrosión (MEC) y el análisis del comportamiento de barreras.

A continuación se resumen las evaluaciones realizadas:

a) Evaluación de resultados del programa de inspección en servicio de intervalo y Manual de Inspección en Servicio (MISI) y otros manuales complementarios

La evaluación se ha centrado, principalmente, en comprobar que en la RPS se incluye un análisis de los cambios en el Manual de Inspección en Servicio (por cambio de la normativa aplicable en los programas de inspección en servicio, casos de código, etc., o por cambios de diseño), en analizar los hallazgos y desviaciones al programa más importantes y en

realizar una valoración de los resultados y de las acciones adoptadas, tales como los programas de inspección adicionales, con el fin de conocer la idoneidad de las mejoras y acciones llevadas a cabo en el periodo analizado.

A continuación se resumen los resultados más significativos:

- Se han verificado las modificaciones del Manual de Inspección en Servicio (MISI) durante el período considerado en la RPS, y se ha identificado que se ha incorporado la principal modificación introducida en el MISl, que fue a consecuencia del cambio de intervalo, lo que implicó el cambio de normativa aplicable, pasando de la edición del código ASME aplicable en el primer intervalo, 1983 y adenda de verano de 1983, a la edición de 1989 requerida para el segundo intervalo, de acuerdo con lo especificado en el código de regulaciones federales USA 10CFR50.55a.

  Los cambios más relevantes consistieron en la inclusión de requisitos para los exámenes y pruebas de la contención de acuerdo con las subsecciones IWE y IWL y la introducción de requisitos de inspección del 100% de las soldaduras de la vasija del reactor para el segundo intervalo y sucesivos. Adicionalmente se introdujeron otras modificaciones como consecuencia de la aplicación de otros documentos reguladores, caso de guías reguladoras, cartas genéricas, etc.

  La información que se incluye en la RPS al respecto de este aspecto se considera aceptable.

- Se ha verificado en esta evaluación el alcance y resultados de los siguientes programas: programa de inspecciones por Ensayos No Destructivos realizados durante el periodo analizado, realizados siguiendo tanto los requisitos aplicables de la sección XI del código ASME, así como los realizados siguiendo otra normativa o experiencias operativas.; programa de inspección de soportes y amortiguadores; programa de pruebas funcionales de bombas; programa de pruebas funcionales de válvulas, programa de pruebas de presión e hidrostáticas; programa de inspección de los tubos de los generadores de vapor; programa de pruebas e inspecciones del recinto de la contención y programa de inspección de válvulas de turbina.

  Como conclusión, se confirman los resultados del titular de una manera global y se señala la coherencia de la información suministrada en la RPS con la de las evaluaciones de detalle e inspecciones del PBI realizadas durante el período ISI considerado.

  No obstante, para las pruebas de verificación de tarado de válvulas de alivio y seguridad, categoría C y AC de ASME OM, la tasa de fallo obtenida alcanza el 18,5%, encontrándose fallos repetitivos en diversas válvulas, y cuyas causas no han sido suficientemente analizadas en la RPS.

  Este último aspecto ha sido incluido en la carta de referencia CSN-C-DSN-10-130 como requisito de ampliación de información de la RPS, mediante la inclusión de causa de fallo de este tipo de válvulas.

b) Manual de Recomendaciones de Vigilancia (MRV)

En la evaluación realizada se ha verificado la información sobre el análisis de los dos programas de vigilancia establecidos en el MRV, y las conclusiones alcanzadas han sido las siguientes:

- En relación al programa de vigilancia de la integridad estructural de sistemas susceptibles a degradación por corrosión, los resultados son de "Aceptables" y las anomalías detectadas han sido reparadas y posteriormente reinspeccionadas con resultados "Aceptables".

- En relación al programa de vigilancia de las barras de control, debe destacarse que el análisis de operabilidad asociado a la condición anómala V-0043 Rev.1 imponía una serie de recomendaciones de vigilancia tanto a las barras de control como a los tubos guía de las barras de control, para los cuales se requirió una determinación cuantitativa del desgaste en las placas intermedias. Sin embargo, en el alcance tratado en la RPS se han excluido aspectos tales como la mención a la ejecución de un programa de inspecciones de las placas intermedias de los tubos guía que fue iniciado en la 15° parada por recarga, dentro del periodo RPS, y que concluyó con la permutación de dos tubos guías por dos de los cuatro no empleados; así como el desarrollo de un análisis sobre la posible relación entre el proceso de desgaste de barras de control por rozamiento con los tubos guía, detectado en la 9° parada por recarga, con los desgastes identificados en las placas intermedias de los tubos guía en la parada del año 2006.

  Por todo ello se considera que el alcance tratado en el informe RPS en cuanto al programa de vigilancia de barras de control es incompleto, y por ello deberá ser actualizado con la información indicada en una próxima revisión de este documento, lo que se ha incluido en la carta CSN-C-DSN-10-130 como requisito de ampliación de información.

c) Manual de Erosión- Corrosión (MEC)

En lo concerniente al programa de Erosión-Corrosión, el informe resume el alcance de las inspecciones realizadas durante el periodo RPS considerado, que se extiende a tuberías susceptibles, los calentadores de alta presión del sistema de agua de alimentación, recalentadores de vapor (MSRs) y tuberías "Cross-Under" y "MopsScrups".

Para cada uno de los elementos indicados se destaca el alcance realizado así como los resultados más relevantes, destacándose:

° No ha sido necesario reparar o sustituir ningún área como resultado de la medición de espesores en tubería.

° En ningún área de los calentadores de alta presión del sistema de agua de alimentación se han obtenido espesores inferiores a los especificados como alerta.

° Se ha determinado la existencia de zonas de erosión tanto en los separadores de humedad y recalentadores del secundario como en las tuberías "Cross-Under" y "Mops-Scrups". Los resultados de éstas últimas han conducido a modificar la frecuencia de vigilancia, pasando a inspeccionarse una vez cada dos paradas por recarga.

Se considera que la información suministrada es satisfactoria a los efectos del cumplimiento con los objetivos de la RPS.

d) Evaluación del comportamiento de barreras

Se han llevado a cabo evaluaciones específicas sobre los análisis y sus resultados de los análisis de fiabilidad del comportamiento del combustible, y de las pruebas e inspecciones para vigilar la integridad y comportamiento del edificio de contención y de la barrera de presión. Las principales conclusiones alcanzadas son las siguientes:

- En relación al análisis del combustible, los resultados de los programas de inspección y pruebas, así como las modificaciones realizadas en el diseño de los elementos combustible, permiten considerar que el comportamiento de las barreras a lo largo del periodo RPS ha sido satisfactorio.

  Sin embargo, se debe ampliar la información de la RPS de acuerdo con la siguiente información y en el apartado que igualmente se especifica:

  - En el apartado 3.3.2.3. "Comportamiento de barreras", el titular estructurará el análisis de combustible durante los últimos diez años, teniendo en consideración la operación del combustible durante dicho período (tipo y características de los elementos introducidos en la unidad durante todos los ciclos de operación concernidos), de la experiencia operativa, y de la caracterización del combustible presente en las piscinas de elementos irradiados con vistas a su posterior tratamiento.

    Estos aspectos se han incluido en la carta de referencia CSN-C-DSN-10-123 como requisitos de ampliación de información de la RPS.

- En relación al comportamiento del edifico de contención y de la barrera de presión, en la RPS se concluye que los resultados de las pruebas e inspecciones que éste es satisfactorio, lo que se ha considerado aceptable en la evaluación realizada.

4.3.- Cualificación de equipos

La evaluación ha comprendido tres partes la cualificación sísmica, la cualificación ambiental y la dedicación de los equipos adquiridos como clase convencional a clase de seguridad. A continuación se resumen las evaluaciones realizadas:

a) Cualificación ambiental de equipos

La evaluación se ha centrado en la verificación del Programa de Calificación Ambiental, su estado de desarrollo, actualizaciones y variaciones surgidas durante el periodo del análisis. También se ha valorado la revisión realizada sobre gestión de repuestos calificados, incluyendo su programa de dedicación de componentes, valoración efectuada de los resultados y la programación de actuaciones futuras previstas por la central.

Las conclusiones alcanzadas en la evaluación son las siguientes:

- Los resultados del Programa de Calificación Ambiental de Equipos implantado en la central, se describen en el Informe de Calificación Ambiental (ICA), actualmente en revisión 6.

- Los procesos de calificación sísmico-ambiental y las prácticas de dedicación de nuevos equipos y componentes aplicadas, se han realizado de acuerdo al contenido de los procedimientos aplicables establecidos en la central y se documentan en los correspondiente dossieres, que describen con detalle el proceso realizado.

- Las actividades de mantenimiento de la calificación ambiental, están identificadas en el documento "Mantenimiento de la calificación ambiental de equipos y componentes relacionados con la seguridad de la CN Vandellós II", revisado cada dos años y actualmente en revisión 2 de diciembre del 2009.

- Durante el período de vigencia de la RPS, se ha mejorado la gestión de datos de la documentación soporte del Programa de Calificación Ambiental de la central mediante su inclusión en el programa informático GESTEC

- Durante el periodo de la RPS se ha realizado por parte del CSN, un seguimiento continuo de la evolución del Programa de Calificación Ambiental de la central, en base al contenido de las sucesivas revisiones del ICA remitidas al CSN y a las comprobaciones efectuadas en las distintas inspecciones realizadas en CN Vandellós II.

- En base a lo anterior se considera que el estado actual del Programa de Calificación Ambiental de Equipos implantado en CN Vandellós II, es adecuado y cumple con los requisitos de la normativa aplicable y los criterios de aceptación específicos adoptados en las evaluaciones llevadas a cabo durante el período de esta RPS.

- Asimismo se considera que el contenido del apartado 3 3.4 del informe de la RPS de CN Vandellós II, describe de manera aceptable la evolución del Programa de Calificación Ambiental de Equipos desarrollado, sus objetivos, las modificaciones del mismo y la valoración de sus resultados.

b) <u>Cualificación sísmica de equipos y componentes y su impacto en el IPEEE sísmico</u>

El alcance de la evaluación se ha centrado en la verificación del Programa de Calificación Sísmica, su estado de desarrollo, actualizaciones y variaciones surgidas durante el periodo analizado; y asimismo, se ha valorado la gestión de repuestos calificados, incluyendo su programa de dedicación de componentes.

Adicionalmente, el titular ha presentado, como documentación complementaria, una nueva revisión 2 del APS de Sucesos externos IPEEE sísmico, a través del Ministerio al CSN. En consecuencia, en el alcance esta evaluación se ha incluido la incidencia de la calificación sísmica de componentes que figura en la revisión del IPEEE sísmico presentada.

En el desarrollo de la evaluación se ha identificado la normativa aplicada en la calificación sísmica de los equipos y componentes categoría sísmica I en su diseño original como es la Guía Reguladora 1.100 revisión 1"Seismic Qualification of Electric Equipment for Nuclear Power Plants", y en particular se han contemplado las modificaciones de los focos fríos de los sistemas GJ de agua enfriada esencial y KJ de refrigeración de los generadores diesel de emergencia en el año 2007, así como la aplicada a equipos y componentes de diseño reciente como los del sistema EJ de refrigeración de salvaguardias tecnológicas, implantado en 2009, como es la Guía Reguladora 1.100 revisión 2, del mismo título.

Adicionalmente, se ha revisado la información que figura en la RPS en relación a la aplicación de los procedimientos de cualificación sísmica de C. N. Vandellós II denominados PST-21 "*Calificación Sísmica-Ambiental de Equipos y Componentes"* y de procesos de dedicación de equipos PST-20, "*Dedicación de componentes grado comercial*", y a la evolución de estos dos procedimientos desde la primera RPS de C. N. Vandellós II.

Las principales conclusiones alcanzadas en la evaluación han sido las siguientes:

- La sección del documento RPS refleja que, según lo establecido en la sección VI del apéndice A del 10 CFR 100, todos aquellos componentes o equipos relacionados con la seguridad estén diseñados para soportar un terremoto de parada segura. En ella, se hace referencia al apartado 1.8.3 del Estudio de Seguridad (ES) de CN. Vandellós II, donde se recoge la forma en que se cumple la RG 1.100, y a la sección 3.10 del Estudio de Seguridad donde se establecen los criterios y los métodos y procedimientos utilizados para la calificación sísmica de los equipos relacionados con la seguridad.

  De dicha referencia se puede deducir que el requisito básico de calificación sísmica para éstos, ha sido el cumplimiento con la RG. 1.100 revisión 1 de la NRC, que endosa a la IEEE Std 344-75, aunque para las modificaciones recientes se ha utilizado la revisión. 2 de la RG 1.100 que endosa a la IEEE 344-87. Ambas normativas se consideran adecuadas de acuerdo con los criterios de aceptación de la presente evaluación.

- Como comentario general, la información del documento RPS sobre la calificación sísmica se considera excesivamente genérica, al incluir solamente las referencias al Estudio de Seguridad. Con el fin de que la RPS incorpore información más concreta, en la nueva revisión de este documento se deberá recoger en este apartado de calificación sísmico-ambiental, explícitamente la normativa aplicable tanto para la calificación de repuestos como en procesos de dedicación: procedimiento PST-20, "*Dedicación de componentes grado comercial*", revisión 1, así como la mención del procedimiento PST-21 mencionado y su revisión aplicable.

  Asimismo, debe incluirse en la RPS una tabla resumen de los Dossieres de Calificación sísmica indicando la normativa y metodología seguida, o ampliar el contenido de la tablas 3.3.4-1 *Lista de Dossieres de Calificación Sísmica-Ambiental realizados y configurados en los últimos 10 años* y 3.3.4-2 *Lista de dedicaciones realizadas en los últimos 10 años,* recogiendo dicha información.

- Por otro lado, y adicionalmente a lo anterior, las mencionadas tablas 3.3.4-1 y 3.3.4-2, deben actualizarse incluyendo los dossieres correspondientes a los equipos de los sistemas GJ y KJ, una vez se les haya dado número de dossier sísmico-ambiental, ya que, aunque el proceso de calificación se ha realizado enmarcado en el Proyecto específico del sistema EJ, la gestión y documentación debe cumplir lo establecido en el procedimiento PST-21 con el fin de garantizar el mantenimiento de su calificación en el futuro.

- El cumplimiento del citado procedimiento PST-21 debe tenerse en consideración en la RPS igualmente también para los equipos del sistema EJ, aunque la implantación de este sistema fuera en una fecha posterior a la de final del período analizado. Asimismo, también debe indicarse en la RPS de forma más general, la aplicabilidad del citado procedimiento a equipos asociados a cualquier otra futura modificación de diseño.

Por ello, en relación con las modificaciones de diseño de los sistemas GJ y KJ antes mencionados, y la de implantación del nuevo sistema de agua de salvaguardias tecnológicas EJ, así como con las futuras modificaciones que puedan realizarse, la documentación relacionada con la calificación sísmica debe ser analizada y archivada de acuerdo los procedimientos PST-20 y PST-21 con el fin de garantizar el mantenimiento de su calificación en el futuro.

Los aspectos señalados en los puntos anteriores como necesarios para ampliar la información del RPS han sido comunicados al titular mediante la carta de referencia CSN-C-DSN-10-133.

Adicionalmente, como información complementaria, pero independiente del mantenimiento de la calificación ambiental de componentes, el titular ha presentado al CSN, a través del Ministerio, una nueva revisión 2 del APS de sucesos externos IPEEE sísmico. En consecuencia, en el alcance esta evaluación se ha incluido la incidencia de la calificación sísmica de componentes en la revisión del IPEEE sísmico presentada

De la evaluación de dicha revisión del IPEEE sísmico, se ha comprobado que en su elaboración, la configuración de la planta considerada ha sido la reflejada por la documentación vigente a fecha 31-12-2008 más la utilizada en la elaboración de la edición 4 del APS de sucesos internos, por lo que queda cubierto el periodo de estudio de la RPS. Y de sus conclusiones se deriva que, de acuerdo con la metodología empleada, no se determina con precisión el margen de seguridad de la planta por encima del terremoto de proyecto (SSE), aunque sí puede decirse de este margen que está por encima del correspondiente al terremoto de revisión utilizado (0.3 g), por lo tanto no se ha disminuido el margen sísmico de la planta, basado en el cálculo HCLPF (High Confidence Low Probability Failure) de los componentes sustituidos durante el periodo de estudio de la presente RPS.

El titular en su carta de referencia CNV-L-CSN-5296, recibida el 6 de mayo de 2010, informa del programa de resolución de todas las recomendaciones surgidas de la revisión del IPEEE sísmico, antes de final de 2011. Actualmente, la mayoría de estas recomendaciones están implantadas prácticamente como el titular verificó en los recorridos por la central de 1994 y 2001. Posteriormente, en los recorridos realizados durante 2009, el titular detectó que quedaban pendiente de implantación algunas situaciones que requieren pequeñas actuaciones., que quedarán resueltas en el plazo indicado.

c) Dedicación de equipos

La evaluación que se resume es la realizada desde un punto de vista de garantía de calidad. Como conclusión se indica que la información contenida en la RPS se ha considerado correcta en cuanto a contenido, si bien en el alcance de la misma no se ha incluido la relativa a los procesos de dedicación de equipos realizada en el sistema EJ.

En consecuencia, y dado el amplio uso de este proceso en numerosos equipos durante este proyecto, se considera necesario que se incorpore a la RPS la información correspondiente a los procesos de dedicación utilizados en el proyecto EJ**.**

La conclusión expuesta en el párrafo anterior ha sido comunicada al titular mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/10/80.

4.4.- Gestión de Vida

El titular, al igual que el resto del sector nuclear español, desarrolló inicialmente su Plan de Gestión de Vida en los años 90 siguiendo la metodología SEVR de UNESA evaluada y considerada aceptable por el CSN. De hecho, C.N. Vandellós II fue una de las instalaciones piloto seleccionadas durante la fase de desarrollo y definición de la misma. Esta metodología se basaba en las cuatro fases clásicas de Gestión de Vida consistentes en el Alcance y Selección de componentes, Estudios de Fenómenos Degradatorios, Evaluación de Prácticas de Mantenimiento, e implantación de mejoras en las prácticas de mantenimiento.

Posteriormente (febrero de 2005), el titular decidió desarrollar su estrategia de Gestión de Vida en el marco de un proceso más amplio, conocido como "Equipment Reliability (ER)", y desarrollado por la industria americana para la gestión integral de la fiabilidad de equipos. Dentro de este proyecto, el Plan de Gestión de Vida se planteó como un sub-producto del proceso global ER.

En marzo de 2007, el titular llevó a efecto una revisión del proyecto ER que supuso un cambio importante en la estrategia de implantación del mismo. Precisamente, este cambio consistió en el establecimiento de un alcance inicial del proyecto más restringido, con objeto de potenciar el desarrollo e implantación de las actividades ligadas a la Gestión de Vida.

Este nuevo enfoque trajo consigo la emisión, por parte del titular, en diciembre de 2008, del procedimiento PST- 94 "Plan de Gestión de Vida". Este documento ha evolucionado hacia el recientemente publicado 'Plan de Gestión de Vida de la C.N. Vandellós II", referencia ING-09031, revisión 1, el cual ofrece un contenido más adaptado a la recientemente publicada IS-22 del CSN. Adicionalmente, y como complemento al Plan de Gestión de Vida, el titular ha remitido el informe ING-09042, revisión 0, "Alcance de Gestión de Vida de CN Vandellós", que recoge las conclusiones del análisis del alcance de componentes y estructuras, además de una serie de modificaciones derivadas de la Inspección de noviembre de 2009 (acta de referencia CSN/AIN/VA2/09/718).

La evaluación tiene dos partes diferenciadas pero ligadas. Una de ellas ha consistido en la evaluación de los documentos de gestión de vida mencionados. La segunda es continuación de la primera, pero en ella se valora una evolución del plan de gestión de vida respecto de la plasmada en documentos de C. N. Vandellós presentados. Esta evolución, aunque está contemplada en documentos del plan de gestión de vida de C. N. Ascó[1], son válidos

[1] El titular es el mismo y lleva a cabo una explotación integrada de las dos centrales, C.N. Vandellós II y Ascó, tanto en los aspectos de seguridad nuclear como de producción.

igualmente para C. N. Vandellós II[2], y en ellos está consideradas las conclusiones alcanzadas en la primera parte de la evaluación.

A continuación se expone un resumen de las evaluaciones realizadas:

La primera parte de la evaluación se ha fundamentado básicamente en la valoración de la información contenida en el Informe RPS, así como en los documentos de referencia ING-09031, revisión 1, y ING-09042, revisión 0, antes mencionados y remitidos al CSN, así como en el seguimiento llevado a cabo mediante inspecciones efectuadas durante el periodo de esta RPS.

Como criterios de evaluación se han utilizado principalmente los aspectos contenidos en la Instrucción de Seguridad IS-22 del Consejo de Seguridad Nuclear sobre "Requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de centrales nucleares" y en la Rule 10 CFR54, mayo 1995 (en adelante 10CFR54) "Requirements for Renewal of Operating Licenses for NPP", USNRC) y normativa de desarrollo (NUREG-1801 y NUREG-1800 fundamentalmente).

En esta evaluación se han identificado los aspectos a mejorar tanto en los documentos objeto de la evaluación (ING-09031, revisión 1 y ING-09042, revisión 0), así como en el propio planteamiento metodológico del proyecto, con el objetivo de adaptarse adecuadamente a los principios y criterios de la normativa aplicable utilizada en la evaluación.

Como continuación, y como hito adicional de importancia para la evaluación del plan de gestión de vida, se recibió en el CSN, mediante carta de referencia ANA/DST-LCSN-2102 de fecha 15/04/2010, los siguientes documentos concernientes a la C.N. Ascó:

• 'Plan de Gestión de Vida de la C.N. Ascó (ING-10010 Rev. 0), de fecha 15/04/2010 (en adelante "PGV-ASCÓ").

• Alcance de componentes y estructuras en el Plan de Gestión de vida de la C.N. Ascó (ING-10011 Rev.0), de fecha 16/04/2010 (en adelante "ALC-ASCÓ").

Estos dos documentos han sido elaborados por el titular con motivo del cierre del punto 3 de la ITC CNASC/ASO/05/12 "Aplicabilidad del suceso de degradación del sistema de servicios esenciales de C.N. Vandellós en C.N. Ascó", de acuerdo con lo propuesto por el titular en la reunión mantenida con el CSN el pasado 05/02/2010 (Nota de Reunión NR/ANA/CSN/AS-158).

En lo que respecta a esta evaluación, estos documentos han sido valorados, atendiendo a la existencia de una estrategia común por parte del titular en lo que respecta al proyecto de gestión de vida de ambas centrales. Esta política ha sido manifestada explícitamente por el mismo en el curso de las distintas inspecciones realizadas y constatado de forma práctica a través de la información recabada por el equipo inspector, así como por la comparación

[2] Los documentos del plan de gestión de vida de ambas centrales son iguales en lo metodológico y en cuanto a desarrollo, y se diferencian aspectos particulares de cada central.

misma entre los Informes de gestión de vida enviados periódicamente al CSN para una y otra central.

Lo anterior se encuentra asimismo corroborado por lo indicado en la Nota de Reunión ya mencionada, donde se manifiesta lo siguiente: "..,está elaborado y en proceso de firmas para su envío al CSN el mismo documento del Plan de Gestión de Vida equivalente para CN Vandellós, revisado con los aspectos derivados de la mencionada inspección, y en el marco de la evaluación de la segunda RPS de C. N. Vandellós II".

Por tanto, y en el buen entendimiento de que ambos documentos tendrán estructuras y contenido similar, se tomarán en consideración el PGV y documento de "Alcance" correspondientes a C.N. Ascó para la presente evaluación, valorando así las mejoras incluidas respecto al PGV-revisión 1, actualmente vigente para VA2.

A continuación se resumen las principales conclusiones alcanzadas en la evaluación que están pendientes de realizar por el titular y que debido a su importancia se han incluido como condiciones de una Instrucción Técnica Complementaria.

1. Todos los análisis realizados por C.N. Vandellós 2 en el ámbito de la Gestión de Vida (GV), así como cualquier herramienta de gestión desarrollada por el Titular, tienen que permitir el tratamiento diferenciado entre los elementos dentro del alcance por los criterios de la IS-22, de aquéllos que están dentro del alcance por otros criterios. Este aspecto deberá ser manifestado explícitamente en el Plan de Gestión de Vida.

   En particular, esta diferenciación afecta al informe general de alcance de referencia ING-09042, revisión 0, así como al conjunto de plantillas generadas (documentos tipo DST 200X/XXX), en dónde deberán realizarse las modificaciones oportunas para posibilitar la distinción entre unos elementos y otros.

2. El titular completará el informe general de alcance de referencia ING-09042, revisión 0, para incluir los resultados relativos al análisis de todo tipo de ESC, incluidas las estructuras, cables y soportes, siendo válida la opción de indicar la referencia al documento específico donde los elementos en cuestión sean analizados.

   Este documento deberá incluir asimismo (de forma directa o por referencia al documento de análisis) los criterios de la Instrucción lS-22 que justifican la inclusión de cada ESC / agrupación, dentro del alcance.

   Adicionalmente se deberá completar el análisis de aquellos componentes de tipo mecánico y eléctrico que en el análisis actual de alcance no hayan sido considerados.

3. Antes de finales de 2011, C.N. Vandellós 2 deberá proceder al cierre de disconformidades identificadas en los análisis de gestión del envejecimiento y relativas a aquellas actividades y procedimientos de gestión existentes que en la actualidad no cumplen con las mejores prácticas de la industria.

4. El titular realizará una revisión sistemática de la experiencia operativa externa para su consideración en los análisis de fenómenos degradatorios existentes, así como en la definición de sus programas de gestión del envejecimiento. Esta revisión supondrá la incorporación de la Experiencia Operativa aplicable a los análisis hasta la fecha actual,

sin perjuicio de las posteriores actualizaciones periódicas que habrán de realizarse para mantenimiento de los mismos.

Adicionalmente, deberán revisarse los apartados del Plan de Gestión de Vida donde se trate esta cuestión, clarificando la experiencia operativa ya considerada en los análisis, así como la previsión de actividades a realizar (especificando plazos) con objeto de subsanar las carencias evidenciadas.

5. El titular deberá proceder, tras el desarrollo del documento previsto de ref.ª. ING-10007, revisión 0 (definición de ambientes, materiales y fenómenos/mecanismos de degradación), a la revisión de las Plantillas para que éstas reflejen la definición final de materiales y ambientes conciliados con GALL "Generic Aging Lessons Learned", USNRC NUREG-1801", revisión 1, septiembre de 2005.

   Asimismo, y en lo que a las Plantillas se refiere, el titular deberá comprobar el listado final de Plantillas elaboradas que figura en las Tablas 4.4.1 a 4.4.6 del PGV, e introducir si es preciso las correcciones oportunas.

6. El titular procederá al reanálisis de los elementos omitidos en los actuales análisis de fenómenos degradatorios (válvulas aleadas, grasa de tendones de contención, bases portafusibles, penetraciones eléctricas), así como de las funciones propias que igualmente no han sido consideradas en el caso de algunos elementos tales como los orificios restrictores de flujo, entre otros.

Adicionalmente se han identificado otros aspectos que están en curso en el plan de gestión de vida de C. N. Ascó y que terminarán pasando al de C. N. Vandellós II, por lo que no serán requeridos al titular. Estos aspectos son los siguientes:

- Desarrollo del documento previsto de referencia ING10008, revisión 0 de análisis de atributos donde se refleje de forma justificada el razonamiento que conduce a concluir que ciertas actividades / procedimientos existentes en planta son o no válidos, tras su contraste con los programas estándar de referencia.

- Definición de forma explícita cuál es su catálogo general de Programas de Gestión del Envejecimiento (PGE), tomando como base los resultados de los análisis de fenómenos degradatorios.

- La revisión periódica de los análisis de gestión periódica y del conjunto de PGE finalmente definidos en su catálogo, de tal forma que éstos estén adecuadamente actualizados y reflejen las mejores prácticas existentes en la industria.

  Para ello, se deberá definir los procedimientos de revisión necesarios en los que se considerará el impacto de posibles modificaciones de diseño / sustituciones en la instalación, los resultados de la experiencia operativa interna y externa, resultados de proyectos de investigación, nueva tecnología disponible, cambios normativos, etc.

  Las posibles actualizaciones realizadas tanto en los PGE como en el resto de análisis deberán ser reportadas en el Informe Anual del Plan de Gestión de Vida (PGV).

- Mejora de ciertos apartados del Informe Anual del PGV, de modo que sólo incluyan información relativa a lo realizado durante el período informado, y su repercusión en los análisis de gestión de vida. En particular, se revisarán los apartados relativos a

nuevas modificaciones de diseño, proyectos de l+D, análisis de la experiencia operativa, nueva normativa, etc., especificándose aquellos análisis que habrán de ser modificados y los plazos de realización.

Igualmente, se revisará el apartado de informe anual de resultados de los Programas de Gestión del Envejecimiento, incluyendo información clara y concreta de lo realizado a lo largo del período para los componentes y estructuras dentro del alcance según la IS-22.

4.5.- Regla de Mantenimiento (RM)

a) RM aplicada a Sistemas/Funciones

Esta evaluación se ha centrado en los sistemas/funciones significativas para el riesgo incluidos en el alcance de la aplicación de la Regla de Mantenimiento, en el cumplimiento de la vigilancia de los criterios de comportamiento -apartados (a)(1) y (a)(2) de la RM, en el cumplimiento con la evaluación periódica de la vigilancia del comportamiento y del balance de fiabilidad/disponibilidad -apartado (a)(3), en el cumplimiento con la evaluación del riesgo- apartado (a)(4) de la RM , en los cambios en los planes de mantenimiento preventivo y en los resultados en el comportamiento de equipos y tendencias.

Las conclusiones de la evaluación se resumen de la forma que se expone a continuación:

En el periodo que cubre la RPS, el titular ha implantado la Regla de Mantenimiento (RM) en la central siguiendo las directrices marcadas por la normativa, y ha ido incorporando modificaciones y mejoras tras el proceso de implantación, derivadas, tanto de las inspecciones y evaluaciones del organismo regulador, como de su propia experiencia en el cumplimiento con la norma.

Respecto a la implantación de la RM hay que indicar que, si bien se han producido durante el periodo cubierto por la RPS muchas incidencias que ocasionaron varias reimplantaciones de la norma y diferentes planes de acción al final del período de la RPS, la implantación se considera correcta.

En relación con la vigilancia del comportamiento en cumplimiento con los apartados (a)(1) y (a)(2) de la RM, se produjeron deficiencias significativas durante el periodo de la RPS que requirieron acciones por parte del titular, entre las que destacan las relacionadas con el cierre y revisión de Órdenes de Trabajo (OTs) y con la realización de los análisis de determinación de causa, así como otras recogidas en los planes de acción de la RM realizados por el titular. Estas acciones han supuesto una mejora que debe seguir consolidándose en el futuro y que será comprobado en las evaluaciones e inspecciones del CSN.

Asimismo, se observa que los planes de mantenimiento preventivo se han ido modificando de acuerdo con las conclusiones de los análisis de determinación de causa realizados para mejorar el comportamiento de equipos tal y como requiere la RM.

El cumplimiento con los apartados (a)(3) y (a)(4) de la RM no ha sido tratado por el titular en la presente RPS lo que se considera una deficiencia. No obstante, de la información contenida en los informes de ciclo y de las inspecciones y evaluaciones realizadas por el área ISAM se desprende que el titular cumple aceptablemente con estos apartados de la

norma. La próxima revisión del informe de esta RPS debería incluir información relacionada con estos dos apartados de la RM.

En relación a la revisión del comportamiento de equipos, el titular no ha obtenido en la RPS conclusiones acerca de la tendencia en el comportamiento, basándose en una evaluación de las actuaciones realizadas en la Regla de Mantenimiento, sino que únicamente ha recogido las entradas de sistemas/tramos en categorización (a)(1), indicando los motivos de dichas entradas y las acciones realizadas.

Se considera que la revisión del punto anterior debería haber estado orientada a identificar posibles tendencias negativas para la seguridad en el comportamiento de los equipos, así como, a comprobar la adecuación de las acciones correctoras derivadas del análisis realizado del comportamiento de los equipos y su completa implantación.

Asimismo, se considera que el titular debería haber obtenido en la RPS conclusiones acerca del comportamiento global de los equipos obtenidas a través de las cuantificaciones con el APS para los diferentes ciclos de operación, recopilando y analizando los datos de los informes de ciclo.

No obstante, de la información contenida en la RPS así como de la obtenida en las inspecciones a la RM y en los informes de ciclo, se puede destacar lo siguiente: en el periodo cubierto por la RPS se han producido muchas entradas de sistemas en (a)(1), el tiempo medio de permanencia de los sistemas en (a)(1) es elevado, mucho mayor que el valor medio en otras centrales españolas, en algunos sistemas se han producido repetidas entradas en (a)(1), y otros han permanecido categorizados en (a)(1) durante todo el periodo cubierto por esta RPS.

En el informe del ciclo XVI editado con posterioridad a la fecha de corte de la RPS se observa una reducción en el número de sistemas en (a)(1), y en la última inspección de la RM realizada en octubre de 2009 se comprobó una mejoría en el comportamiento de equipos. Sin embargo, se considera que la central debe optimizar sus procesos para corregir los aspectos mencionados en el párrafo anterior.

En el apartado 2.4 de la RPS, dentro de los programas de gestión de la seguridad, CNVA2 identifica como oportunidad significativa de mejora en relación con la gestión de la RM los siguientes puntos:

— mejorar el grado de conocimiento y la implicación de la organización en el análisis y resolución de temas derivados de la RM.

— mejorar la profundidad y prontitud de los análisis de causa,

— lograr una mayor calidad en la documentación del cierre de OT's, y

—disminuir el tiempo transcurrido entre la identificación de un problema repetitivo y su resolución.

Como resumen de todo lo expuesto en este apartado, se debe requerir al titular que, en la próxima revisión del informe de la RPS, realice lo siguiente:

• Incluir información acerca del cumplimiento con los apartados (a)(3) y (a)(4) en la central durante el periodo cubierto por la RPS.

• En relación con el comportamiento de los equipos, obtener conclusiones acerca de la tendencia en el comportamiento, basándose en una evaluación de las actuaciones realizadas en la RM y a través de las cuantificaciones con el APS de los distintos ciclos de operación.

Las conclusiones expuestas en los párrafos anteriores han sido desarrolladas y comunicadas al titular mediante la carta de referencia CSN-C-DSN-10-79.

Como puntos destacables de la evaluación se destaca lo siguiente:

• El titular debe optimizar los procesos para conseguir limitar el número de entradas de sistemas en (a)(1) y disminuir el tiempo medio de permanencia en (a)(1).

• El titular debe elaborar un programa para mejorar la gestión de la RM en los puntos identificados en el apartado 2.4 de la RPS como oportunidades significativas de mejora.

Lo expuesto en el primer punto anterior se requiere al titular en el marco de una Instrucción Técnica Complementaria, con el contenido que se expone a continuación:

"Antes de 12 meses el titular deberá presentar una propuesta de mejora para el cumplimiento con la Regla de Mantenimiento con el objetivo de conseguir una mayor efectividad del mantenimiento preventivo. Adicionalmente, para los sistemas en categorización (a)(1) deberán establecerse medidas correctoras y vigilancias frente a objetivos, para disminuir el tiempo medio de permanencia en dicha categorización. El tiempo de permanencia en vigilancia (a)(1) podrá variar en función de la complejidad del problema de mantenimiento que provocó la entrada del sistema en esa condición".

El titular ha remitido la carta de referencia CNV-L-CSN-5308, recibida el 12 de mayo de 2010 (nº de registro 41034), en donde informa del plan de mejoras, cuyos objetivos son los siguientes:

- Optimización de los procesos para conseguir optimizar el número de entradas de sistemas en (a)(1) y disminuir el tiempo medio de permanencia en (a)(1). Entre las actuaciones más importantes se encuentran:

    - La creación, en septiembre de 2009, del Comité de Revisión de Acciones Correctivas (CORAC), con el objetivo de mejorar el proceso de resolución de las disconformidades categoría A y B mediante la revisión de los análisis de causa y los planes de acción asociados, así como el seguimiento de la implantación de las acciones correctivas de prioridad 1 y 2, que incluye las derivadas de la RM.

    - La creación, en diciembre de 2009, del Comité de Salud de Sistemas (CSS), con la función de revisar, categorizar, aprobar y realizar el seguimiento de los problemas relacionados con las ESC's de la Planta que no están siendo resueltos adecuadamente por los procesos existentes, y asegurar así su resolución satisfactoria.

- Elaboración de un programa para mejorar la gestión de la RM, el grado de conocimiento y la implicación de la organización en el análisis y resolución de temas derivados de la RM, la profundidad y prontitud de los análisis de causa, lograr una mayor calidad en la documentación del cierre de OT's y disminuir el tiempo transcurrido entre la identificación de un problema repetitivo y su resolución. Entre otras se han llevado a cabo las actuaciones más importantes se encuentran:

    - Se ha incrementado la frecuencia de reuniones del Panel de Expertos.

    - Se ha implantado una verificación independiente de las identificaciones de posibles fallos funcionales, indisponibilidades o superaciones de criterio de comportamiento.

    - Se ha emitido el 17/03/2010, de la revisión 1 del PMA-125 "Gestión de la Regla de Mantenimiento" con objeto de adaptarlo a los cambios organizativos de ANAV y de ajustarlo a los procesos actuales de gestión de la RM.

b) RM aplicada a Estructuras

La RPS, en relación con la aplicación de Regla de Mantenimiento en las estructuras, solo recoge un resumen del proceso de su implantación, por lo que, para la evaluación de la efectividad de su aplicación en la central, se ha tenido en cuenta la valoración de los resultados de las inspecciones realizadas y de las acciones correctoras derivadas de las mismas, reflejadas en las diferentes actas e informes de inspección realizados por el CSN durante todo el periodo cubierto por la RPS.

Otras fuentes de información han sido los informes de ciclo de la RM emitidos durante el periodo RPS analizado, que son los informes correspondientes a los ciclos 10 al 15, todos ellos enviados al CSN. El informe del ciclo 16, que cubre el periodo del 8 de septiembre de 2007 al 26 de julio de 2009, ha sido editado después del periodo cubierto por la RPS, si bien incluye parte del tiempo correspondiente al periodo de la RPS.

La evaluación se ha centrado en la implantación de la norma RM, que tuvo lugar durante el período RPS analizado, y la aplicación de la RM a las estructuras de la central en el período posterior a la implantación.

Las conclusiones alcanzadas en esta evaluación han sido las siguientes

- El titular ha implantado la RM siguiendo las directrices marcadas por la normativa, y ha ido incorporando modificaciones y mejoras tras el proceso de implantación, derivadas, tanto de las inspecciones y evaluaciones del CSN, como de su propia experiencia en el cumplimiento con la norma.
- De las evaluaciones e inspecciones realizadas por el CSN sobre la aplicación de la RM en las estructuras de CN. Vandellós II, se considera que el programa establecido, tanto en su alcance, que se ajusta a la normativa aplicable, como en la frecuencia de las inspecciones de vigilancia, y la ejecución y seguimiento de las acciones correctoras derivadas del mismo, cumplen adecuadamente los objetivos de la Regla de Mantenimiento.

- No obstante, la documentación de la RPS presentada por el titular, en relación con la aplicación de la RM en las estructuras, solo recoge la información resumen del proceso de implantación de la RM. Por ello se considera necesario, que en la próxima revisión de la RPS, se incluya la información correspondiente a la fase posterior a la implantación de la RM y a su estado actual, cubriendo, al menos, los siguientes puntos:
  - Cambios en la estructura de las organizaciones involucradas en la Regla de Mantenimiento que afectan a la aplicación de la RM.
  - Referencia al documento 2008/017: "*Bases de diseño para la aplicación a las estructuras de la Regla de Mantenimiento para CN.Vandellós II* (ING-0811 Rev. 0).
  - Referencia a los procedimientos vigentes asociados a la aplicación de la RM en estructuras, que no están recogidos en la documentación de la RPS.
  - Resumen de los resultados más significativos, especialmente de aquéllos que han originado inspecciones o evaluaciones adicionales, con la valoración sobre las acciones adoptadas.

Los requisitos de ampliación de la información de la RPS contenida en el último punto han sido comunicados al titular mediante la carta de referencia CSN-C-DSN-10-136.

5. Modificaciones de la instalación

La información sobre el conjunto de modificaciones de diseño implantadas y diseñadas durante este período RPS ha sido evaluada desde el punto de vista de las distintas disciplinas involucradas en este proceso de renovación de la autorización de explotación.

Por su parte, el titular en su valoración del conjunto de modificaciones, concluye que con la implantación de las modificaciones de diseño realizadas en el periodo objeto de la revisión periódica de seguridad se han acometido importantes objetivos de mejora, y se ha contribuido al mantenimiento del cumplimiento con las bases de diseño de seguridad de los sistemas, sin impactar de forma negativa en las funciones significativas para el riesgo.

En general, la información y valoración realizada por el titular sobre el conjunto de modificaciones de diseño se considera adecuada, y, asimismo, son razonables las valoraciones y conclusiones que se dan en la RPS en cuanto a la mejora en los sistemas a raíz de las modificaciones de diseño implantadas.

No obstante, en las evaluaciones de detalle realizadas se han identificado aspectos que deben ser resueltos por el titular por diferente vía en función de la importancia de los mismos. Estos aspectos están asociados a la modificación del foco frío del sistema de agua enfriada esencial (sistema GJ) y a la implantación del sistema de refrigeración de salvaguardias tecnológicas (sistema EJ)

Los aspectos mencionados son los siguientes:

– En relación con la modificación del sistema GJ, se requiere que:

"El titular aporte la documentación soporte de la aseveración recibida del fabricante de que los cambios incorporados en la versión 4.02 del software del controlador digital de temperatura de salida de agua enfriada del sistema GJ no afectan a las conclusiones del

informe de dedicación y verificación y validación del software en versión 4.00 (documento S2000-RP-03 Rev. 0 de Southern Testing Services)".

Este aspecto lo ha asumido el titular mediante las acciones que incluye en la carta de referencia CNV-L-CSN- 5290, recibida en el CSN el 13 de mayo de 2010 (nº de registro 41054).

Adicionalmente, en la carta de referencia CNV-L-CSN-5331, recibida el 15 de junio de 2010 (nº de registro 41265), indica que esta acción quedará realizada antes del 31 de diciembre de 2010.

La evaluación considera aceptable las acciones del titular.

- En relación con la puesta en servicio del nuevo Sistema de Agua de Salvaguardias Tecnológicas (EJ):

El CSN envió la carta CSN-C-DSN-09-108, CNVA2-VA2-09-14 del 24.09.2009 (nº 7214 de registro) en cuyo punto 4 se indicaba:

"El titular enviará al CSN el Anexo A-20 del IIT-141, "Informe de datación de la diaclasa del sustrato rocoso del complejo EJ", con el análisis de su significado tectónico y geodinámico, que se utilizará para revisar la estimación de la probabilidad de ocurrencia de sismicidad fuerte en la estructura tectónica del emplazamiento de la central".

En respuesta, el titular envió al CSN la carta CNV-L-CSN-5193, recibida el 18 de diciembre de 2009 (nº de registro 22747) y la carta CNV-L-CSN-5298, recibida el 6 de mayo de 2010 (nº de registro 40987), con los análisis correspondientes.

La evaluación de esta información indica que el titular da una respuesta parcial a lo requerido en la carta del CSN antes mencionada, ya que aporta el informe de datación de las diaclasas, pero no lo han utilizado para revisar la estimación de la probabilidad de ocurrencia de sismicidad fuerte en la estructura tectónica del emplazamiento de la central. El titular, al respecto, ha afirmado que completará esta información y la remitirá al CSN antes de un mes.

En base a lo anterior, a fin de garantizar que el titular envía la información pendiente, se propone establecer una Instrucción Técnica Complementaria con el siguiente contenido:

"El titular enviará al CSN, antes del 31 de agosto de 2010, el informe revisado de datación de las diaclasas del sustrato rocoso del sistema de refrigeración de salvaguardias tecnológicas (sistema EJ), con el análisis de su significado tectónico y geodinámico y la estimación revisada de la probabilidad de ocurrencia de sismicidad fuerte en la estructura tectónica del emplazamiento de la central".

Si este informe llegase antes de emitirse las ITCs asociadas a la renovación de la autorización de explotación, no sería necesaria esta ITC.

6. Análisis Probabilista de Seguridad

El proceso de actualización de los APS de C.N. Vandellós II en los últimos años no ha seguido estrictamente las directrices de la G.S-1.15 "Actualización y Mantenimiento de los

Análisis Probabilistas de Seguridad", en lo que se refiere a los plazos de actualización. La actualización del Nivel 1 a potencia sólo se ha realizado cuando han existido modificaciones de diseño importantes en la central, mientras que los APS de Nivel 2, APS en otros modos (en adelante APSOM) y APS de Incendios e Inundaciones Internas han sido, o están siendo actualizados, a raíz de la elaboración de la documentación a presentar para la renovación del Permiso de Explotación.

A continuación se resume lo más significativo de las evaluaciones realizadas sobre cada uno de ellos**:**

a) APS Nivel 1 de Sucesos Internos a Potencia

El APS Nivel 1 a potencia se ha revisado y comentado con el titular en el contexto de las Inspecciones de Mantenimiento y Actualización de los APS, así como en el marco de la evaluación continua realizada, verificando las acciones llevadas a cabo por el titular en cada una de sus tareas, y la incorporación de los comentarios surgidos en las anteriores inspecciones.

Las modificaciones incorporadas en las últimas revisiones de los "Modelos de Sistemas y Secuencias" en el APS a potencia, se circunscriben principalmente a la actualización e incorporación de aquellas modificaciones de diseño y de procedimientos en la central que afectan al Nivel 1 a potencia. Entre ellas se encuentran las modificaciones de los sistemas de agua de refrigeración de salvaguardias tecnológicas.

Las modificaciones incorporadas en el "Análisis de Datos" de las últimas revisiones del APS a potencia, se circunscriben principalmente a la actualización e incorporación de la experiencia de explotación acumulada desde el inicio 1989 hasta diciembre de 2008, y cambios en prácticas de explotación, mantenimiento y pruebas que afectan a las estimaciones de los parámetros o los sucesos básicos modelados. Algunas de las mejoras más significativas son la incorporación de los datos de los nuevos componentes de las modificaciones de la refrigeración de salvaguardias antes mencionadas, el análisis de confluencia de los APS de Ascó y Vandellós II, ampliación del alcance de tipos de componentes cuyos fallos provienen de la experiencia de explotación y análisis e incorporación de cambios en prácticas de explotación, mantenimiento y pruebas que afectan a las indisponibilidades modeladas.

La metodología empleada en el análisis de Fiabilidad Humana (FH) está basada en referencias aceptadas por el CSN para estos análisis y que, asimismo, se han utilizado para otros APS de centrales nucleares españolas. El esquema seguido está basado en el SHARP "Systematic Human Action Reliability Procedure", EPRI/NP-3583. Los modelos de cuantificación utilizados son el HCR "Human Cognitive Reliability Model for PRA Analysis", NUS-4531, y el THERP, NUREG/CR-1278 "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications". Tras las reuniones de evaluación mantenidas con el titular han surgido mejoras a realizar para que los modelos del APS se asemejen más a la realidad de la central.

Se ha revisado por el CSN el proceso de cuantificación de la edición 4 del APS Nivel 1 a potencia, realizado con el código Risk Spectrum. La Frecuencia de Daño al Núcleo (FDN) obtenida es de 7.60 E-6/año, siendo los sucesos iniciadores con mayor contribución al riesgo el Disparo de Reactor y Turbina (T2) (30.84%), la Pérdida de Energía Exterior de 400 kV (T18) (14.68%) y la pérdida del Sistema de Aire Comprimido con Pérdida del sistema de Agua de Refrigeración No Esencial (T3) (9.93%).

Los fallos que más contribuyen a la frecuencia de daño al núcleo son los siguientes:

- Fallos de la turbobomba de agua de alimentación auxiliar y de sus válvulas de control y parada.
- Fallos en la realización de la acción humana de "Feed&Bleed".
- Fallo en operación de los generadores diesel de emergencia.
- Fallo en la acción humana de control de nivel de los Generadores de Vapor aportando con el sistema de Agua de Alimentación Auxiliar.
- Fallo en operación de la bomba de prueba hidrostática.
- Fallo de causa común al cierre de las válvulas de bypass de los cambiadores de calor del sistema EJ, dentro del sistema EG.

La actuación del titular en relación con el Nivel 1 del APS de Sucesos Interno a Potencia, se considera aceptable con las siguientes mejoras en sus modelos:

1. Se deberá homogeneizar el análisis de fiabilidad humana realizado para el APS a potencia y el APSOM, utilizando el mismo método de análisis y cuantificación para la parte cognitiva de las acciones Tipo 3. En este sentido el titular ha manifestado la intención de modificar el análisis de fiabilidad humana del APS a potencia aplicando el método TRC.

2. Compromiso de realizar un seguimiento exhaustivo de la experiencia de explotación de las unidades de enfriamiento del GJ y de las bombas del EJ desde su implantación, para disponer de datos más específicos en la próxima actualización del APS.

3. Para la próxima revisión ha de quedar definido el tipo de fallo al que se asocian los ventiladores de las torres de refrigeración del EJ, se analizará la necesidad de crear nueva Familia Bayesiana o asociarlos a los ventiladores de sala.

4. Los datos de fallos de los generadores diesel, en la Revisión 4 del APS, se han estimado mediante un ajuste bayesiano y no con estimación directa como había solicitado el CSN en la inspección anterior. En la próxima revisión se incluirán con estimaciones directas.

5. En el análisis de experiencia de explotación realizado, se han identificado fallos de finales de carrera de válvulas que no han sido considerados en datos específicos.

6. Existen temas genéricos que deben mejorarse y desarrollarse como son: Actualización de la estimación de la frecuencia del Suceso Iniciador de Pérdida de Potencia Exterior, así como los sucesos básicos de sus Acciones de Recuperación, Utilización de la Base de Datos Genérica aplicable a todos los APS españoles y Valoración de la contribución a la FDN de la nueva tasa de fallo en operación de la turbobomba del sistema de agua de alimentación auxiliar.

   No obstante, y debido al uso de los APS para aplicaciones, se ha visto la necesidad de homogeneizar el tratamiento de estos temas aplicables también a otras plantas, por lo que su incorporación, se realizará en revisiones posteriores del APS, una vez se haya llegado a un acuerdo entre el Sector y en el CSN.

En la carta CNV-L-CSN-5287 mencionada más adelante el titular ha declarado que realizar estas mejoras.

b) APS de Nivel 2

Como parte del APS de C. N. Vandellós II, el titular ha presentado la revisión 1 a su APS de Nivel 2. El análisis presentado por el titular supone una mejora metodológica sustancial respecto a la revisión anterior, en el sentido de que se identifican los sistemas importantes para el análisis de la respuesta de la contención, y la disponibilidad de los mismos, haciendo una integración coherente con las secuencias de nivel 1 con el mismo tratamiento metodológico y modelación. Se desarrollan árboles de interfase, que permiten agrupar las secuencias del nivel 1 en Estados de Daño de la Planta, y posteriormente se generan los árboles de sucesos de la contención y árboles de descomposición de sucesos que afectan a la progresión del accidente severo, para posteriormente cuantificar los árboles de suceso de la contención, y determinar los términos fuente. La metodología aplicada en el estudio representa una mejora para el seguimiento del mismo.

Se han revisado los estudios presentados por el titular sobre la interfase Nivel 1- Nivel 2 y sobre el árbol de sucesos de la contención. Respecto a la interfase se ha analizado el diseño de cabeceros empleado en la agrupación de estados de daño a la planta, y en lo que respecta a la contención, se han analizado los modelos e hipótesis utilizados en la cuantificación del árbol de sucesos.

De los resultados aportados por el titular se obtiene un valor de la Frecuencia de Grandes Liberaciones Tempranas (FGLT) de 6,38E-08/año con las siguientes contribuciones:

- Fallos de aislamiento de la Contención (8%).
- Escenarios de baipás de la Contención (84%)
- Escenarios de rotura de un tubo del Generador de Vapor (8%)

Los escenarios de fallo temprano de contención por modo alfa y Calentamiento Directo de la Contención (DCH) son despreciables, así como las liberaciones en escenarios de roturas de tubos en los que el generador de vapor se mantiene aislado.

Como conclusión, se considera aceptable la actuación del titular en relación con la tarea de APS de Nivel 2, con los siguientes requisitos de mejora:

1. Justificar que el sistema de refrigeración del núcleo, actuando en modo de recirculación en baja presión puede refrigerar al núcleo fundido que pasa a la cavidad del reactor mediante los cambiadores del sistema de evacuación de calor residual (RHR) después del fallo de la vasija, y que el modo de fallo de la contención de penetración de la losa de la cavidad puede evitarse.

2. Justificar las hipótesis en las que se basa el estudio para considerar el instante de fallo de la placa soporte del núcleo como el límite máximo de tiempo de la acción de despresurización de la Vasija al alcanzarse los 649 ºC en los termopares del núcleo

El titular se ha comprometido a realizar estas justificaciones en la carta CNV-L-CSN-5287.

c) APS en Otros Modos de Operación (APSOM)

Como parte de la documentación asociada a la renovación del Permiso de Explotación, C.N.

Vandellós II ha presentado la revisión 1 de su APSOM, y fue recibido en el CSN a últimos de febrero de 2010, por lo que la evaluación se ha circunscrito a los aspectos más importantes del análisis. Posteriormente se mantuvo una reunión con el titular, los días 16 y 17 de marzo, al objeto de aclarar discrepancias y dudas del análisis.

Los aspectos más destacables del APSOM de C.N. Vandellós II son los siguientes:

- Incremento en la seguridad en la parada con medidas tales como disponer de generadores de vapor y de una motobomba de agua de alimentación auxiliar siempre que haya combustible en la vasija y el primario esté intacto.

- Elaboración de escenarios específicos subiendo y bajando potencia lo cual permite estimar el riesgo en cualquier Estado Operacional de la Planta (EOP).

- Tanto para la estimación de criterios de éxito como para el cálculo de los tiempos disponibles de las acciones humanas se han realizado un gran número de cálculos termohidráulicos con el código RELAP5/Mod3.2.

- Desarrollo y mejora de los procedimientos de operación que deben soportar las actuaciones del turno de operación para gestionar los escenarios accidentales en Otros Modos.

El proceso y las metodologías aplicables al Análisis de Datos del APSOM es el mismo que en Nivel 1 a potencia, la única desviación es el período de análisis de experiencia de explotación considerado para estimar las indisponibilidades por pruebas, mantenimiento correctivo y preventivo por no considerarse realista utilizar configuraciones de recarga no aplicables al momento actual.

En relación con la tarea de Fiabilidad Humana cabe señalar que la metodología empleada está basada en referencias aceptadas por el CSN para estos análisis y que, asimismo, se utilizó para el APSOM de C.N. Ascó con algunas diferencias en los modelos de cuantificación cognoscitiva utilizados.

Se ha revisado por el CSN el proceso de cuantificación de la revisión 1 del APSOM, obteniéndose una Frecuencia de Daño al Núcleo de 3.14 E-5/año. Los sucesos iniciadores con mayor contribución al riesgo son:

- Pérdida de Suministro de Energía Eléctrica a la barra de salvaguardias de 6,25 kV alineada al tren del R sistema de evacuación residual (en adelante RHR) en servicio, operando a media tobera (37%).
- Pérdida Total de Energía Eléctrica Exterior operando a media tobera (32%).

Los fallos que más contribuyen a la frecuencia de daño al núcleo son los siguientes:

- Fallo al arranque y operación de los generadores diesel de emergencia.
- Fallo del operador al arranque de la bomba del RHR tras la pérdida inicial del tren del RHR en funcionamiento.
- Indisponibilidad por mantenimiento correctivo del sistema Agua de Refrigeración de Componentes (EG).

Como conclusión, se considera que la actuación del titular en relación con el APS en Otros Modos de Operación es aceptable con las siguientes mejoras.

1. Para obtener resultados más realistas sobre el riesgo durante la parada, se deben plantear escenarios específicos en el Estado Operacional de la Planta (EOP) 10 correspondiente a la operación a media tobera.

2. La utilización en este estudio de revisiones de Procedimientos de Operación de Fallo (POF) aún no aprobadas en la central, debe conllevar un seguimiento con respecto a su implantación definitiva. En el caso de que no se llevara a cabo dicha implantación, se deberán modificar los modelos del APS para su adaptación a los procedimientos en vigor de la central.

3. Analizar de manera realista, si a las indisponibilidades por mantenimiento correctivo, preventivo y pruebas de las que no se ha encontrado ninguna indisponibilidad real, pero que podrían ocurrir en el futuro, se les debe asignar el valor umbral de 1.00E-6 con Factor de Error 3 como en Nivel 1.

4. Justificar las hipótesis de modelación y asignación de indisponibilidades realizadas para estimar mediante árbol de fallos la frecuencia de los siguientes escenarios: Pérdida de Soportes del RHR en Modo 4 Bajando Potencia (escenario denominado RH3A), Pérdida de Soportes del RHR en servicio en Modo 4 Subiendo Potencia (RH4A), Pérdida de Soportes del RHR en Modo 5 Bajando Potencia (RH3B), Pérdida de Soportes del RHR en servicio en Modo 5 Subiendo Potencia (RH4B), Pérdida de Soportes del tren RHR con Inventario reducido (RH6) y Pérdida de Aire Comprimido a Media Tobera (RH12).

El titular se ha comprometido a realizar estas mejoras en la carta CNV-L-CSN-5287 mencionada más adelante.

Como resumen de la evaluación indicar que las mejoras identificadas en la evaluación de los análisis de APS de Nivel 1, Nivel 2 y APSOM, recogidas en los puntos anteriores fueron discutidas con el titular en las reuniones técnicas mantenidas con él, y cuyo contenido figura en las Notas de Reunión R/10/04 de 22 y 23 de abril de 2010 y CSN/ART/APFU/VA2/1005/04 de 7 de mayo de 2010. Considerando la especificidad de las mejoras, y según lo acordado en las reuniones mencionadas, el titular ha enviado la carta de referencia CNV-L-CSN-5827, recibida el 12 de mayo de 2010 (nº de registro 41043), mediante la que asume dichas mejoras como compromisos en las condiciones y plazos especificados en dicha carta.

d) <u>APS de Incendios</u>

El APS de Incendios de C.N. Vandellós II en su nueva revisión 1, se ha recibido recientemente en el CSN, por lo que su evaluación se encuentra actualmente en curso.

Hay que destacar que durante las reuniones de seguimiento realizadas sobre el desarrollo de este APS se han ido transmitiendo al titular aspectos metodológicos a tener en cuenta en esta revisión del APS de incendios, así como el alcance que debe tener el estudio. Asimismo, el titular ha adquirido compromisos relativos al alcance de la metodología del NUREG/CR-6850, que serán valorados durante la evaluación de este estudio de APS

e) <u>APS de Inundaciones Internas</u>

El estudio de APS de inundaciones internas en su nueva revisión 1, se ha recibido recientemente en el CSN, concretamente el 9 de junio de 2010, por lo que se encuentra actualmente en curso de evaluación. Dicho estudio está basado en la metodología de cálculo de frecuencia de rotura de tuberías del EPRI 1013141 y en él se han incorporado las actualizaciones que son necesarias introducir desde la revisión inicial.

Durante las reuniones mantenidas en el proceso de evaluación continua se ha discutido la validez en el momento actual de algunas propuestas de mejora, y también se ha llegado a acuerdos con el titular sobre metodología a aplicar en la realización del estudio.

En cuanto a cambios metodológicos que se esperan en la nueva revisión 1 respecto de la revisión 0 destaca el sustituir la metodología de fórmula de Thomas para el cálculo de la frecuencia de rotura de tuberías por una más moderna descrita en el documento de EPRI " Pipe Rupture Frecuencies for Internal Flooding PRAs, Rev.1", el cual recoge experiencia operativa acaecida en los últimos años.

Anteriormente a la presentación del citado estudio de APS mediante una presentación realizada en las oficinas del CSN en Madrid, el titular informó de los resultados preliminares obtenidos en la nueva revisión del APS de Inundaciones Internas.

El titular consideró necesaria esta presentación al CSN dado que los resultados obtenidos en el APS de inundaciones muestran la necesidad de realizar mejoras en la planta.

Según la presentación realizada por los representantes de ANAV, el riesgo se concentra en la rotura de la tubería KC-315-HBD-8 (tubería que alimenta a las estaciones de control de sistemas automáticos de extinción de PCI en el edificio de control) debido a que se trata de una tubería de gran longitud (114 m) y cuya rotura puede afectar potencialmente a las dos barras eléctricas de alimentación a sistemas de salvaguardias.

En dicha reunión del día 9 de marzo (Nota de Reunión R19/03, adjunta a la carta de referencia CSN-C-DSN-10-153), han sido planteadas por parte del titular unas medidas compensatorias que serán aplicables hasta la concreción y realización de una modificación de diseño definitiva que afectará al sistema de PCI del edificio de control. Estas medidas compensatorias consisten en reducir el tiempo de detección y aislamiento en caso de inundación por rotura de tubería del PCI en edificio de control mediante la actuación en dos válvulas manuales que cortarían la alimentación de agua al sistema de Protección Contra Incendios del edificio de control. El titular remitirá al CSN una versión del APS de Inundaciones Internas en la que estarán cuantificadas las medidas compensatorias en su impacto en el riesgo.

En base a lo anterior, y con objeto de garantizar el mantenimiento de las medidas temporales establecidas y asegurar su sustitución por medidas permanentes con la misma finalidad, se requiere dentro de una Instrucción Técnica Complementaria que el titular, durante la parada de recarga 18 programada para 2012, implante una modificación de diseño a realizar sobre el sistema de protección contra incendios del edificio de control que disminuya el riesgo de la central debido a inundaciones internas hasta valores aceptables, sin afectar negativamente a otros riesgos existentes.

Las vulnerabilidades de la central identificadas en el APS de inundaciones internas, deberán estar compensadas con medidas temporales probadas, mediante un Plan de Contingencia que minimice el riesgo de inundación en el edificio de control hasta que las modificaciones

de diseño propuestas por el titular queden implantadas. La modificación de diseño a realizar deberá eliminar la necesidad de medidas compensatorias.

Por otra parte, en la evaluación se ha identificado la necesidad de que el titular documente la resolución de los compromisos derivados de la evaluación de la revisión 0 del APS, y analice la vulnerabilidad que representan los sellados frente a las inundaciones internas, en coherencia con el Manual de Protección contra Inundaciones internas a implantar en la central.

Al respecto de este último punto de la evaluación, el titular ha remitido la carta de referencia CNV-L-CSN-5321, recibida el 24 de mayo de 2010 (nº de registro 41120), en donde indica lo siguiente:

- En relación con los aspectos pendientes derivados de la evaluación de la revisión 0 del APS de Inundaciones (cartas de referencia CNV-L- CSN-2609 y CSN-CVA2- 97-50 del año 1997) remitirá antes de final de 2010, un informe considerando el tratamiento dado a cada uno de estos pendientes.

- En relación al análisis de la vulnerabilidad de los sellados (asunto tratado durante la inspección de referencia CSN/AIN/VA2/09/721), se informa que se encuentra recogido en los compromisos derivados de la mencionada acta (PAC 10/0348/02).

  A este respecto también se señala que el análisis de vulnerabilidad ha de ser considerado en el marco del cumplimiento con la Instrucción Técnica Complementaria sobre el Manual de Protección Contra Inundaciones Internas (CNVA/VA2/SG/09/02),

  Dicho Manual entrará en vigor a inicios del año 2011 de acuerdo a los plazos establecidos por la mencionada Instrucción Técnica. En coherencia con la misma, la fecha asumida para la finalización del análisis de vulnerabilidad es Enero de 2011.

  La evaluación considera aceptables estas acciones del titular.

f) <u>APS de Sucesos Externos</u>

Ni en el alcance de este estudio del titular sobre APS de Sucesos Externos ni en el de la evaluación del CSN se ha incluido el riesgo sísmico, ni el de incendios e inundaciones internas, que están contemplados separadamente en otros apartados de este informe.

En la revisión 2 del APS de Sucesos Externos, contenida en el Informe de tarea IT-5002, Rev.2, de fecha 4.3.2010 de título "Revisión, selección y análisis de sucesos externos aplicables a C. N. Vandellós II", el titular resume que ha revisado, actualizado y cribado los sucesos externos para VA2, actualizando los sucesos correspondientes a impacto de aviones, accidentes en instalaciones industriales y militares cercanas (específicamente la Central Térmica de Ciclo Combinado (CTCC) de Plana del Vent), accidentes en gasoductos, liberación de sustancias peligrosas en el emplazamiento, inundaciones externas, vientos fuertes y tornados. Además, el titular incluye la evaluación del impacto de rayos.

El titular ha utilizado la metodología descrita en el NUREG-1407, "Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities", de junio de 1991, para el cribado y análisis de los sucesos externos a analizar. Los criterios de cribado son los siguientes:

1) El suceso tiene un potencial de daño igual o inferior al de los sucesos para los cuales fue proyectada la central.

2) El suceso tiene una frecuencia media de ocurrencia significativamente inferior a la de otros sucesos con incertidumbre similar y no pueden tener peores consecuencias que estos últimos.

3) El suceso no puede ocurrir lo suficientemente cerca del emplazamiento como para que tenga consecuencias en el mismo.

4) El suceso se incluye en la definición de otros sucesos.

5) El suceso tiene un desarrollo muy lento, de forma que hay tiempo suficiente para llevar la planta a condición segura.

Con este cribado el titular ha identificado 65 sucesos externos a considerar. Han quedado excluidos de realizar análisis un total de 57 sucesos. De los ocho sucesos a añadir, tres están relacionados con inundaciones internas, incendios internos y sismo, y han sido considerados dentro de otros estudios de APS específicos. Los cinco restantes se exponen a continuación junto con su estado actual de análisis:

− Accidentes en rutas de transporte e instalaciones industriales y militares cercanas (suceso 1): el alcance del análisis del titular incluye a las instalaciones industriales cercanas, gaseoductos, impacto de aviones, accidentes en transporte por ferrocarril y accidentes en transporte por carretera, si bien están pendientes los análisis correspondientes a los dos últimos sucesos externos mencionados (ferrocarril y carretera) , a la espera de recibir la documentación necesaria por parte de RENFE y Protección Civil, respectivamente.

− Liberación de productos peligrosos en el emplazamiento (suceso 2): el titular ha realizado su análisis.

− Inundaciones externas (suceso 15): el titular ha realizado un análisis detallado.

− Rayos (suceso 16): el titular ha realizado su análisis.

− Vientos fuertes, tornados y trombas marinas (suceso 24): el titular ha realizado su análisis.
Adicionalmente, se ha identificado un cambio de cribado respecto de la anterior revisión de este APS, sin justificación. Se trata del suceso 17.1 "tormentas de granizo" se ha cribado por el criterio 4 al considerarlo incluido en el suceso 17 "tormentas severas", cuando estaba anteriormente cribado por el criterio 1. Se debe aportar e incluir en el informe tal análisis.

Asimismo, el titular ha realizado recorridos por el emplazamiento para verificar las condiciones del estudio de APS con las reales de la central. En general, se ha verificado que son coincidentes, si bien se han identificado una serie de aspectos y deficiencias que han sido contempladas y analizadas dentro de la evaluación del CSN.

En la evaluación realizada se ha valorado la situación de los seis sucesos mencionados (cinco que no fueron cribados, y uno sobre el que se cambió el criterio). Los aspectos más destacables del APS de Sucesos Externos de C.N. Vandellós II son los siguientes:

1. Conclusiones derivadas de la evaluación del análisis de "Sucesos de accidentes en rutas de transporte e instalaciones industriales y militares cercanas"

Se ha considerado aceptable el análisis de vulnerabilidad a accidentes en rutas de transporte e instalaciones industriales y militares cercanas y las conclusiones realizadas por el titular sobre estos sucesos, pero se considera que queda pendiente el análisis de los accidentes de transporte por carretera y ferrocarril. En este caso se repiten los valores de la revisión anterior del APS, en donde se determinó que ambos sucesos no tenían una contribución significativa de daño al núcleo. Al respecto, se considera que esta evaluación está pendiente de actualizar; ya que pueden haber cambiado significativamente desde 1990 las sustancias transportadas, las cantidades y las frecuencias de los transportes.

En consecuencia, el titular realizará, en el plazo de 18 meses, los análisis correspondientes a los accidentes en transporte por ferrocarril y carretera, sucesos 1.2.4 y 1.2.5 de la tabla 6-3 del informe IT-5002, revisión 2, de fecha 4.3.2010, al quedar pendientes, a la espera de recibir la documentación necesaria por parte de RENFE y Protección Civil, respectivamente. Estos análisis se llevarán a cabo con los datos debidamente actualizados.

Este aspecto será incluido en una Instrucción Técnica Complementaria.

2. Conclusiones acerca de la situación del suceso 17.1 "Tormentas de granizo"

En los recorridos por el emplazamiento, el titular identificó los componentes de seguridad a la intemperie y, en particular, expuestos a la acción del viento. Entre ellos caben destacar los equipos alojados en la cubierta de edificio diésel-CAT (sistema GJ –agua enfriada esencial/KJ –refrigeración de los generadores diesel), los tanques de almacenamiento de agua de recarga (BN-T01), condensado (AP-T01) y de apoyo al sistema de agua de alimentación auxiliar (ALT01); así como la cubierta del edificio de penetraciones de turbina (de chapa metálica) y algunos elementos que discurren por el exterior del edificio eléctrico y las torres de refrigeración del nuevo sistema EJ de salvaguardias tecnológicas. La capacidad de estos elementos frente a viento ha sido analizada por el titular y plasmada en el informe de APS presentado.

El suceso 17.1 "Tormentas de granizo" se ha cribado por el criterio 4 *"el suceso se incluye en la definición de otros sucesos"* al considerarlo incluido en el suceso 17 "Tormentas severas", cuando en la anterior revisión del APS se cribó por el criterio 1 "*el suceso tiene un potencial daño igual o inferior a los otros sucesos para los cuales fue proyectada la central"*, sin que el titular incluyera una justificación al respecto.

Adicionalmente, en el apartado 7.1.4 del citado informe se menciona que los aerorrefrigeradores de los sistemas KJ y GJ pueden tener vulnerabilidad a otros fenómenos atmosféricos (pedrisco); pero no indica la razón para determinar si se excluye ese riesgo.

En consecuencia, ante este cambio en el criterio de cribado no explicado, el titular, en un plazo de 18 meses aportará, e incluirá en el informe de tarea IT-5002, revisión2, de fecha 4.3.2010, el análisis del impacto del granizo en los sistemas GJ –agua enfriada esencial y KJ-refrigeración de los generadores diesel de emergencia.

Asimismo, el titular, en un plazo de 6 meses, incluirá el razonamiento para excluir el riesgo de fenómenos atmosféricos (pedrisco) sobre los aerorrefrigeradores de los sistemas GJ y KJ mencionados.

Estos aspectos será incluido en una Instrucción Técnica Complementaria.

3. Conclusiones acerca de la revisión del Estudio de Seguridad en relación a información sobre el APS de Sucesos Externos

En la revisión del Estudio de Seguridad se echa en falta la siguiente información:

a) la consideración de la nueva autovía A-7.

b) la situación de la Central Térmica de Ciclo Combinado (CTCC) de la Plana del Vent, junto con las características de las materias peligrosas almacenadas en ella, y el análisis de accidentes correspondiente.

El titular en cartas de referencia CNV-L-CSN-5318, recibida el 20 de mayo de 2010 (nº de registro 41100) y CNV-L-CSN-5322, recibida el 25 de mayo de 2010 (nº de registro 41109), manifiesta que en la próxima revisión preceptiva de seis meses después de la parada de recarga 18 programada para 2012, realizará estos cambios en el citado documento.

La evaluación considera aceptable la información del titular.

4. Conclusiones derivadas de la evaluación del análisis del "Suceso de inundaciones externas"

La evaluación ha valorado el análisis del titular sobre la capacidad de la red de drenajes de la red de pluviales del emplazamiento, de las cubiertas de los edificios de la central y de los barrancos de la zona. Ha verificado que para los dos primeros análisis el valor de la precitación máxima probable (PMP) ha sido mayor que en la anterior revisión del APS; mientras que la avenida máxima probable (AMP) para el análisis de capacidad de los dos barrancos que discurren por el emplazamiento (Llèria y Malaset) es también superior a la anteriormente considerada.

La valoración de los análisis resulta aceptable, si bien el titular debe realizar acciones que incluye en su informe de tarea IT-5002, revisión 2, de fecha 4.3.2010 presentado. Estas acciones y su origen se exponen a continuación:

- En relación con la capacidad de los drenajes, el titular durante los recorridos por el emplazamiento detectó que el pozo cegado de tendones de contención no evacuaría de forma adecuada la PMP. Éste no dispone de elementos de evacuación pluvial activa o pasiva, se ha cegado su drenaje y actualmente se drena mediante una bomba con arranque manual. Durante unos recorridos posteriores, se constató que se había producido una acumulación importante de agua en el mismo (50 a 70 cm). En el informe del titular se recomienda la modificación del sistema de drenaje del pozo. Esto es una debilidad encontrada a la que debe dar solución el titular.

- En relación con la capacidad de los drenajes de la red de pluviales, el titular indica que la diferencia entre el caudal de agua que se hace necesario drenar para que no entre en estructuras clase y la capacidad de drenaje del emplazamiento (sumando la capacidad de la red de drenajes y la superficial) es deficitaria en aproximadamente 3.500 m^3/h en caso de PMP. El titular concluye que es recomendable realizar una pequeña actuación de recrecimiento en los accesos a estructuras clase de la explanada de la central, calculando un recrecimiento de 4 cm sobre los 15 cm existentes de las cotas de arranque, lo que permitiría que el caudal evacuado de forma superficial aumente hasta poder evacuar los 3.500 m^3/h mencionados, lo que tendrá que ser confirmado

mediante una reevaluación de la capacidad de evacuación. Esta posición se considera aceptable.

El titular en carta de referencia CNV-L-CSN-5318, recibida el 20 de mayo de 2010 (nº de registro 41100), manifiesta la realización de estas acciones en un plazo de seis meses para resolver la deficiencia del pozo cegado de drenajes y de 18 meses para efectuar el recrecimiento de acceso a las estructuras de clase de seguridad, en caso de tener que acometerlo como resultado de la reevalución citada.

La evaluación considera aceptable el compromiso del titular.

5. Conclusiones generales a acerca del informe del titular IT-5002, Rev.2, de fecha 4.3.2010.

De la revisión del informe se han identificado una serie de erratas, cuya resolución en unos casos supone una mejora de la calidad del informe y en otros corrige datos, ambos sin relevancia en el desarrollo ni en los resultados del análisis. Estas erratas a corregir son las siguientes.

a) Figura 4-1 "Plano de situación del emplazamiento", que es una copia de la figura 2.1.1-1 del ES. En la copia que se incluye en el documento evaluado no se distinguen las distancias ni los nombres de los edificios, ni siquiera con ampliaciones. La calidad de la figura no da información útil. Es necesario que se incorpore una copia de mayor calidad, al menos como la figura del ES.

b) la Figura 4-2 da la ubicación de sustancias peligrosas a menos de 8 km de la central, a excepción de la Central Térmica de Ciclo Combinado (CTCC) de Plana del Vent, de nueva construcción y propiedad de Gas Natural, situada a apenas 800 metros del edificio de contención. La calidad de la figura es igual de deficiente que la figura 4.1, y por lo tanto se repite lo dicho para ésta.

c) Figura 4-3 "Disposición general urbanización" adolece de las mismas faltas que las dos figuras antes mencionadas y no aporta la información necesaria. No se aprecia la situación de las estructuras del sistema EJ.

d) El suceso 2 "Liberación de productos peligrosos en el emplazamiento" se analiza en el Apartado 9 del informe. Sin embargo, en el documento, en la tabla 6-3 y en el apartado 6.4, se dice por error "apartado 0".

e) El suceso 15 "Inundaciones externas" se analiza en el Apartado 10. En el documento, en la tabla 6-3 y en el apartado 6.4, se dice por error "apartado 0".

f) En la tabla 6-3 se afirma que el suceso 1.2.1 "Conducciones fijas (gas/petróleo/químico)" se analiza en el apartado 8.3, cuando realmente debería decir 8.5.

g) En la tabla 6-3, en el suceso 15.5 "Tsunamis" se indica la referencia 41; pero tal referencia según el apartado 14 del informe es Canadian Transport Emergency Centre of the Department of Transport (CANUTEC) 2008. En la rev.1 del IT-5002 en ese suceso en la tabla 3 se citaba una ref.41, que corresponde a Bechtel Civil, "Vandellós II – Site Flooding Due to Tsunamis", de Febrero 1988. En esa referencia

se da la frecuencia anual de inundación de la casa de bombas por tsunami. Se entiende que es una errata y que se debe incluir la referencia del estudio de Bechtel en el listado de referencias.

h) El suceso 17.1 "Tormentas de granizo" tiene una errata cuando se dice que el análisis del impacto del granizo en los sistemas GJ y KJ se desarrolla en el punto 4.7 del informe pues tal punto no existe. Se debe aportar e incluir en el informe tal análisis, ya que el riesgo derivado se excluye sin justificación.

i) En el punto 8.7 "Conclusiones" se observa una errata al final del apartado, pues se afirma: "*En el caso del transporte por carretera y ferrocarriles, se mantienen los resultados de la rev. 1 del IT-5002, que*", sin añadir nada más. Es de suponer que el titular ha querido incluir las explicaciones ya dadas en el apartado 8 de la no disponibilidad de la información requerida para su análisis, solicitada por ANAV a los servicios de Protección Civil y RENFE.

j) La guía del OIEA NS-G-3.4 en el capítulo 14 de referencias, aparece como referencia 98 con el título "Extreme Meteorological Events in Nuclear Power Plants"; pero ese título se corresponde con la 50-SG-S11A de octubre de 1981, que ha sido sustituida por la NS-G-3.4 con el título "Meteorological Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants".

El titular en carta de referencia CNV-L-CSN-5318, recibida el 20 de mayo de 2010 (nº de registro 41100), se ha comprometido a corregir las deficiencias identificadas en un plazo de 18 meses.

La evaluación considera aceptable el compromiso del titular.

6. Con respecto a los análisis del resto de sucesos analizados la evaluación concluye que o bien son aceptables o bien quedan encuadrados dentro de las evaluaciones de la Normativa de Aplicación Condicionada, como el análisis de la protección de los edificios y equipos contra rayos y el análisis de riesgo frente a tornados

7. Programas de mejora de la seguridad

En la evaluación se ha verificado que los programas de mejora que el titular tiene actualmente en curso, identificados en la RPS, se consideran aceptables por ser coherentes con la Guía 1.10 del CSN "Revisiones Periódicas de Seguridad", y se siguen a través de los procesos de supervisión que se llevan a cabo sobre ellos, con un contenido en función de la normativa que los rige.

A continuación se indican los aspectos de mejora y los requisitos que se establecen al respecto:

a) <u>Plan de mejora de organización y factores humanos</u>

Para valorar el Programa de Organización y Factores Humanos (en adelante OyFH) se ha empleado fundamentalmente la información recogida al respecto en el propio informe de RPS, en el Programa de OyFH del titular y la información recopilada por el CSN sobre este Programa. Esta última se ha obtenido básicamente a través de las inspecciones del Programa de OyFH de CN Vandellós II, dentro del PBI.

A continuación se expone un resumen de la evaluación realizada:

- La evaluación se ha llevado cabo desde dos aspectos distintos, pero que se complementan para tener una perspectiva global del alcance del programa de OyFH de C. N. Vandellós II y de su grado de integración e influencia en la organización y en las actividades de explotación de la central. Uno de ellos tiene relación con los criterios para diseñar y construir un programa de OyFH y el otro con la evolución de la organización del titular y del propio programa de OyFH.

  Como valoración final global del Programa de OyFH de C.N. Vandellós II, desde la perspectiva de estos dos puntos de vista, se considera que el titular ha dado los pasos imprescindibles para establecer un programa que responda a sus necesidades y a las expectativas del CSN en este sentido, y que fueron transmitidas al titular, entre otros, mediante el documento de consideraciones sobre dichos programas de diciembre de 1999.

  No obstante, el programa no se desarrolló suficientemente como para ser el referente de la organización en estas disciplinas, ni para, por ejemplo, contribuir de forma relevante a detectar, corregir o mitigar a tiempo algunas de las debilidades en organización y gestión que contribuyeron a los incidentes operativos de los que se derivaron el PAMGS y el PROCURA. Planes de mejora estos que, una vez lanzados, asumieron la iniciativa y consumieron buena parte de los esfuerzos en estas disciplinas. En conclusión, se considera que en el marco de la RPS el programa de OyFH de C.N. Vandellós II es aceptable, aunque mantiene aún un potencial de mejora, que se llevará a cabo.dentro del plan PROCURA.

  Adicionalmente se ha revisado la información suministrada en la RPS respecto de este programa de OyFH. Como resultado de la revisión, desde el punto de vista formal de la documentación, se estima que es mejorable. Más allá de la mención de la existencia de un Programa de OyFH, recogido en el PG-0.08, el capítulo se convierte en una lista de proyectos y actividades atemporales y heterogéneos (en su origen y en su contenido e importancia) y, en algunos casos, desligados, repetitivos y casi ajenos al propio Programa de OyFH. Se echa en falta en el capítulo una visión integradora, una síntesis de lo relevante, una valoración crítica de los altibajos del Programa asociados a la organización y gestión del Titular en el periodo de análisis y una referencia a las influencias mutuas del Programa de OyFH con el PAMGS y con el PROCURA.

  Por consiguiente, desde un punto de vista documental, se considera necesario que el propio titular, mejore la descripción del capítulo 3.8.2 para dotarlo de algunos elementos adicionales que le den mayor consistencia, tales como una visión integradora, una síntesis de lo relevante, una valoración crítica de los altibajos del Programa asociados a la organización y gestión del titular y una referencia a la influencias entre el Programa de OyFH y el PAMGS y el PROCURA.

  Este aspecto documental que requiere una ampliación de información de la RPS ha sido comunicado al titular mediante la carta de referencia CSN-C-DSN-10-138, lo que se considera aceptable.

b) <u>Plan de mejora de la cultura de seguridad</u>

Para valorar el programa de cultura de seguridad (en adelante CS) se ha empleado fundamentalmente la documentación aportada por el titular y la recogida por el CSN, especialmente en las inspecciones de seguimiento del PAMGS y, en menor medida, del PROCURA, así como en las inspecciones PBI de seguimiento del Programa de Organización y Factores Humanos de CN Vandellós II.

A continuación se expone un resumen de la evaluación realizada:

- La evaluación se ha llevado cabo desde el punto de vista del cumplimiento con los criterios de un programa de CS, según se recoge en documentos del OIEA o en la propia guía CEN-12 de UNESA. Adicionalmente, se ha realizado una revisión documental de la información contendida en la RPS respecto de este programa de CS.

- Desde el punto de vista de los criterios de construcción de un programa de CS, se considera que el titular estaba iniciando los pasos imprescindibles para establecer un programa de CS que respondiera a sus necesidades y a las expectativas del CSN en este sentido, cuando quedó sobrepasado por todas las actuaciones asociadas a la gestación y posterior implantación del PAMGS, en respuesta al suceso de rotura de una tubería del EF en agosto de 2004. De hecho el programa de CSN nació formalmente en el seno del PAMGS, y fue este último el que marcó la tónica de todas las evaluaciones internas y externas de cultura de seguridad, así como las actuaciones de mejora derivadas.

  El papel del PAMGS ha sido retomado, en aquellos aspectos que quedaron pendientes, por el PROCURA; el cual, adicionalmente, realiza una apuesta novedosa por conducir un cambio cultural más profundo y duradero, que afecte a comportamientos y valores.

  Por todo ello se concluye que, en el marco de la RPS, el programa de CS de C.N. Vandellós II se considera aceptable, en la medida en que el titular ha realizado y continúa realizando relevantes actuaciones de mejora en este ámbito, si bien el motor de las mismas ha sido la reacción a los sucesos operativos acaecidos, que son los que han marcado y continúan marcando su devenir.

- Desde el punto de vista documental, se considera que el propio titular, en una próxima revisión de la RPS, deberá mejorar la descripción del capítulo 3.8.2 en lo relativo a CS para incluir aquellos elementos clave ausentes en el informe (referencia al propio programa de CS, a la relación del mismo con el PAMGS y el PROCURA, y principales resultados y tendencias de las evaluaciones externas e internas realizadas) y para dotarlo de algunos elementos adicionales que le den mayor consistencia (una visión integradora, una síntesis de lo relevante y una valoración crítica de la situación del Programa en relación a la organización y gestión del titular en el periodo de análisis).

  Este aspecto documental que requiere una ampliación de información de la RPS ha sido comunicado al titular mediante la carta de referencia CSN-C-DSN-10-138, lo que se considera aceptable.

c) Plan de mejora de formación del personal con y sin licencia

En el capítulo 3.8.5 de la RPS relativo a formación, el titular realiza un resumen de la evolución de la organización y la gestión de la formación a lo largo del periodo analizado.

Cabe señalar el esfuerzo que se está llevando a cabo para implicar más a las líneas en la formación de su personal, especialmente con la creación de Comités de revisión de los programas de formación (siguiendo las buenas prácticas de INPO/WANO).

Se describe asimismo el sistema actual de formación (incluyendo una relación de los procedimientos aplicables) y las acciones de mejora para un futuro, dentro de las cuales destacan las siguientes:

- Definición de acciones formativas, como respuesta al PROCURA, que corrijan algunas de las debilidades más significativas puestas de manifiesto en ANAV como consecuencia del suceso AS1-127 relativo a la detección de partículas radiactivas en áreas exteriores.
- Implantación de un programa de refuerzo organizativo para incrementar la dotación de personal propio.
- Desarrollo de un programa de gestión del relevo generacional con el fin de lograr dicho relevo con la antelación y el solape suficientes.

Se considera que la revisión de los programas de formación es adecuada, y que en la actualidad, y a través de la aplicación de las Instrucciones IS-11 e IS-12, el CSN realiza un control y seguimiento adecuados de los programas de formación de CN Vandellós II.

Por otra parte, se ha actualizado la Instrucción Técnica Complementaria nº 8, asociada a la autorización de explotación del 2000 para adaptarla a los procesos de supervisión del CSN y de la central actualmente en vigor.

8. Otros planes de mejora de la seguridad

En este apartado se discute acerca de la posibilidad de incluir en la RPS de CN Vandellós II otros programas de mejora de la seguridad, adicionales y complementarios a los ya propuestos por el titular en este documento. Cabe indicar que todos ellos surgen como aspectos de la seguridad nuclear que ya han sido objeto de diversas discusiones y reflexiones en el CSN, a lo largo de los últimos años.

A continuación se resumen los planes de mejora adicionales:

a) Mejoras relacionadas con la gestión de accidentes severos (GAS)y de las guías de gestión de accidentes severos (GGAS)

Dentro de este apartado se exponen a continuación las evaluaciones de los distintos aspectos que conforman la gestión de los accidentes severos para C. N. Vandellós II, identificándose para cada uno de ellos la necesidad o no de emitir una ITC asociada a la renovación de la autorización de explotación:

Modificaciones de diseño relacionadas con la gestión del accidente severo:

En el año 2002, el informe de referencia CSN/NET/SINU/GENER/0205/10, "Modificaciones de Diseño para Gestión de Accidentes Severos", en donde se evaluaban potenciales medidas a implantar en las centrales nucleares, se concluía que en C. N. Vandellós II era necesario considerar y valorar las siguientes:

1. Sistema de "medida en línea" de la concentración de hidrógeno en contención
2. Disponibilidad de caminos de venteo de la contención

3. Medida de presión negativa de la contención.
4. Instalación de recombinadores de hidrógeno pasivos autocatalíticos
5. Instalación de filtros en los caminos de venteo de la contención
6. Modificaciones para facilitar la estrategia de inundación de la cavidad (en el caso de C. N. Vandellós II, el titular no desarrolló la guía específica de GGAS por las dificultades asociadas a esta estrategia para una contención de tipo "seco")

El pasado 27 de enero de 2010 se mantuvo una reunión monográfica en el CSN para tratar de fijar las bases de los eventuales requisitos a los titulares en el campo de los accidentes severos en las centrales nucleares españolas y se desarrolló en el contexto de la renovación de la autorización de explotación. En ella se plantearon aspectos basados en la revisión de las GGAS realizada en 2001 y en la necesidad de mantener en este aspecto sintonía con los planes de homogeneización de normativa derivados de los niveles de referencia WENRA.

La incorporación de los nuevos requisitos de seguridad sobre centrales nucleares acordados en WENRA ha dado lugar al desarrollo en España de nuevas Instrucciones de Seguridad del CSN (en adelante IS). Entre ellas se encuentra la IS de Procedimientos de Operación de Emergencia (en adelante POE) y Gestión de Accidentes Severos (en adelante GAS), actualmente en fase de borrador, que incorpora requisitos relativos a la gestión del accidente severo, y tiene como fin la inclusión en el diseño de la central de medios adecuados para proteger la contención contra un conjunto seleccionado de accidentes fuera de la base de diseño. La selección de accidentes se hará considerando una combinación de análisis deterministas y probabilistas así como el juicio de ingeniería.

En el apartado 5.2 del borrador de la IS se contemplan, entre otros, los siguientes medios para proteger la contención:

- "Disponer de capacidad para el aislamiento de la contención. En caso de que el aislamiento no se pueda garantizar se debe disponer de medidas que permitan mitigar las consecuencias de la pérdida de esta función de seguridad"
- "Disponer de capacidad para gestionar los gases combustibles"
- "Proteger la contención contra sobrepresiones"
- "Evitar o mitigar, en la medida de lo posible, la degradación de la contención por ataque del núcleo fundido"

En el desarrollo de esta evaluación se identifican cuatro posibles modificaciones de diseño aplicables a C. N. Vandellós II, que contribuyen positivamente a proteger la contención en un accidente severo:

- Sistema de medida en línea de la concentración de hidrógeno en contención
- Recombinadores Autocatalíticos Pasivos (PAR)
- Venteo de contención (venteo filtrado o disponibilidad de una vía de venteo no filtrado cualificada)
- Mejora de la capacidad de la inundación de cavidad de la contención

De acuerdo con los criterios definidos en WENRA la implantación física de estos medios adicionales para proteger la contención se debe valorar teniendo en cuenta análisis deterministas y probabilistas así como el juicio de ingeniería para un conjunto seleccionado de accidentes fuera de la base de diseño (como indica el borrador de la IS). Estos análisis deben ser específicos de la central. Obviamente, algunos de los aspectos a analizar podrían requerir la realización de estudios específicos, entre ellos los que afecten a la evolución del

accidente a largo plazo (más allá de las 24 horas, que constituye el alcance temporal de lo que en el contexto del APS nivel 2 se conoce como "fallo temprano" de la contención).

Al respecto, se considera que estos análisis, y las eventuales modificaciones de diseño que se deriven de los mismos, se pueden encuadrar en los programas de mejora de la seguridad relacionados con la gestión de los accidentes severos y que, por tanto, se deben requerir a C. N. Vandellós II como condición a la Autorización de Explotación asociada a la RPS. De esta manera, además, se establece una base para el cumplimiento con el apartado 5.2 de la IS de POE y Gestión de Accidentes Severos.

En base a lo anterior se considera que la condición que se propone establecer en el marco de esta RPS debe tener un contenido equivalente al de los requisitos incluidos en el apartado 5.2 del borrador actual de la IS, aunque valorados de modo específico para cada central. Por ello, en el establecimiento del plazo de ejecución se usa como criterio que haya cierta homogeneidad entre las centrales nucleares y, más específicamente, entre las de diseño similar, y se tendrá en cuenta en los requisitos individuales para el resto de centrales. Ello debe permitir un uso eficiente de los recursos empleados en esta tarea, tanto por parte del CSN como de los titulares.

La condición aludida se elabora en base a las conclusiones de la evaluación genérica surgida tras la ya mencionada reunión interna del 27 de enero de 2010 así como todas las consideraciones expuestas anteriormente, y se formaliza como Instrucción Técnica Complementaria, con un contenido equivalente al de los requisitos incluidos en el apartado 5.2 del borrador actual de la IS, aunque valorados de modo específico para C. N. Vandellós II. El contenido concreto de la ITC que se propone es el siguiente:

"En relación con la gestión de accidentes severos (GAS), el titular debe analizar la necesidad de incluir medios adecuados para proteger la contención en estas circunstancias. Para ello, el titular realizará un estudio específico de planta en el que se analicen las posibles medidas adicionales que se pudieran implantar para mejorar la capacidad de gestión en accidentes severos y, en concreto, para tratar de proteger la contención frente a un conjunto seleccionado de accidentes fuera de la base de diseño, cuya selección se hará considerando una combinación de análisis deterministas y probabilistas así como el juicio de ingeniería. En el estudio se analizará, al menos, los siguientes aspectos:

- En relación con las medidas de control del hidrógeno dentro de la contención, se analizará la posible instalación de sistemas específicos como los recombinadores de hidrógeno autocatalíticos pasivos.

- En relación con las medidas de control de la presión en el interior de la contención: se analizará la posible implantación de cambios que permitan la realización efectiva del venteo de contención con el fin de garantizar la viabilidad de la estrategia contemplada en la GGRS-2 (Guía de Gestión de Riesgo Severo de las GGAS de C. N. Vandellós II titulada "Despresurización del recinto de contención"). Se deberá analizar también la importancia de que el venteo de contención sea o no de diseño "filtrado".

- En relación con las medidas para permitir la inundación de la cavidad del reactor: se analizarán medidas adicionales que permitan la realización efectiva (en tiempo y en volumen de agua) de la inundación parcial o total de la cavidad del reactor con el fin de garantizar la viabilidad de la estrategia de inundación de contención.

Adicionalmente, como consecuencia de este estudio, CNV2 estudiará la conveniencia de desarrollar la GGAS-8 (guía de las GGAS para la "Inundación de contención)".

Este estudio debe ser presentado al CSN antes del 31 de diciembre de 2012 para su apreciación favorable. El estudio debe incluir una propuesta de programa de implantación de las mejoras que hayan resultado apropiadas como conclusión del estudio".

Monitorización de la concentración de hidrógeno en accidente severo

Dentro de la gestión de un accidente severo en una contención tipo "large dry", como la de C.N.Vandellós II es de gran importancia el disponer de capacidad de monitorización de la concentración de H2, ya que este parámetro es clave a la hora de elegir las estrategias de mitigación aplicables. La revisión actual del código 10CFR 50.44 y la guía reguladora 1.7, revisión 3 de 2007 "Control of combustible gas concentrations in containment following a LOCA rev. 2 de noviembre de 1978", requiere que los sistemas disponibles de monitorización de hidrógeno sean: "...funcionales, fiables y capaces de medir continuamente la concentración de H2 en la atmósfera de contención tras la ocurrencia de un accidente significativamente más allá de la base de diseño...".

Por otro lado la correcta ejecución de las estrategias incluidas en las GGAS exige conocer la concentración de hidrógeno en el recinto de contención de una manera fiable y con un tiempo de respuesta adecuado. De hecho, como se ha indicado en el apartado anterior, ya se contemplaba la incorporación de un sistema de medida de hidrógeno como una de las potenciales medidas a implantar en la central en el contexto de la gestión de accidentes severos.

El titular ha implantado recientemente un sistema de monitorización de hidrógeno en continuo que tiene unas características similares al de otras centrales nucleares españolas, y en su carta de referencia CNV-L-CSN-5311, recibida en el CSN el 12 de mayo de 2010 (nº de registro 5311) explica las características de este sistema, el estado actual de su implantación y los plazos para que esté operativo. El nuevo sistema se ha implantado con la modificación de diseño de referencia PCD-V/20720 en la recarga de 2009. Cuenta con 8 detectores instalados dentro de contención que proporcionan una medida de la concentración de hidrógeno en continuo.

En la actualidad están en marcha las actividades de cualificación ambiental de dichos detectores. Según la carta, el titular prevé que la propuesta de cambio de ETF asociada a esta modificación de diseño será enviada al CSN en julio de 2010.

Desde el punto de vista de la RPS se considera que el sistema implantado es adecuado para el uso de las GGAS. Adicionalmente, el plan de implantación del nuevo sistema que CN Vandellós II refleja en la carta mencionada del titular se considera aceptable..

GGAS en Parada:

Otro aspecto adicional relevante es la posibilidad de desarrollar GGAS específicas para accidentes iniciados en parada o en la piscina de combustible gastado.

No obstante, se ha considerado que hasta que no exista una experiencia internacional más amplia y consolidada, no es conveniente adoptar medidas adicionales al respecto.

Actualización de las GGAS:

Las Severe Accident Management Guidelines (SAMG) del Grupo de Propietarios de Westinghouse (WOG) fueron revisadas en el año 2001, pasándose de la revisión 0 a la 1. Las GGAS de C N. Vandellós II se desarrollaron tomando como partida la revisión 0 mencionada ,

Por consiguiente, se considera necesario que, en relación con la revisión de las Guías de Gestión de Accidentes Severos (GGAS), el titular lleve a cabo una revisión general de sus GGAS de acuerdo con la revisión 1 de las Severe Accident Management Guidelines (SAMG) del Westinghouse Owners' Group (WOG). Esta tarea debe ser realizada en un plazo de 12 meses tras la concesión de la renovación de la autorización de explotación.

.
Los requisitos anteriores se formalizarán como una Instrucción Técnica Complementaria.

El contenido y el plazo de esta ITC son compatibles con las previsiones que el titular ha plasmado en su carta de referencia CNV-L-CSN-5286, recibida el 6 de mayo de 2010 (nº de registro 40983).

Ayudas informáticas para el seguimiento de las GGAS en el Centro de Apoyo Técnico (CAT)

Una buena gestión de un accidente desde el CAT requiere disponer de herramientas adecuadas que permitan el seguimiento de las condiciones reales de planta y, en particular, de las GGAS.

Por tanto, se considera necesario que el titular realice un estudio en el analice las características de las herramientas informáticas presentes en el CAT para verificar que cuentan con un alcance apropiado para la gestión de un accidente severo mediante el uso de las GGAS, incluyendo la posibilidad de evaluación de la situación real de la planta y el facilitar una aplicación óptima de las GGAS. Dicho estudio deberá ser enviado al CSN.

Al respecto, el titular en la carta de referencia CNV-L-CSN-5286 antes mencionada informa que enviará al CSN "un estudio en el que se analicen las características de las herramientas informáticas actualmente presentes en el CAT (Centro de Apoyo Técnico) para verificar que cuentan con un alcance apropiado para la gestión de accidentes, incluyendo la posibilidad de evaluación de la situación real de la planta y el facilitar una aplicación óptima de las GGAS." También indica que, en caso de que tal estudio identifique la necesidad de crear nuevas herramientas, éstas estarán instaladas y en funcionamiento en el CAT un año tras la edición del estudio.

Se considera que la carta enviada por el titular establece una propuesta aceptable y que no se necesitan requisitos adicionales.

b) Mejoras relacionadas con los Procedimientos de Operación de Emergencia (POE)

Con el desarrollo del APS en "Otros Modos", presentado en el marco del proceso de renovación de la autorización de explotación, el titular debe disponer de un conjunto estructurado de Procedimientos de Operación de Emergencia para situaciones de parada de la central (POEP). Este hecho aportaría una mejora de seguridad a la central.

Por otra parte, el CSN emitirá próximamente una Instrucción relativa a, entre otros aspectos, los POEP en la que se requiere esta mejora.

c) Mejoras relacionadas con las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETFs)

La migración a las ETFs mejoradas (ETFM) definidas en el NUREG-1431 "Standard Technical Specifications. Westinghouse Plants", en su revisión actualmente en vigor, pueden resolver diversos problemas de gestión de las ETFs actuales de C. N. Vandellós.

El CSN emitirá próximamente una nueva Instrucción relativa a ETFs cuyo borrador en su artículo 2.3 requiere que: "Las ETF se deben aplicar y mantener actualizadas, para lo cual deben revisarse periódicamente a la luz de la experiencia operativa y para adaptarse a los estándares reconocidos en la industria…".

Por su parte, el titular, en su carta de referencia CNV-L-CSN-5312, recibida el 18 de mayo de 2010 (nº de registro 41087), ha expresado su intención de iniciar un proyecto de migración a las ETFM. Al respecto, en dicha carta el titular indica que presentará, antes del 31 de octubre de 2010, un programa detallado junto con el calendario de implantación. Asimismo, en el Anexo a la carta desarrolla las características y criterios del citado programa.

La propuesta del titular expuesta en la carta CNV-L-CNV-5312 se considera aceptable.

d) Mejoras relacionadas con la instrumentación de nivel de agua del sistema primario en condiciones de medio lazo

La Generic Letter 88-17 ("Loss of Decay Heat Removal", de 17 de octubre de 1988, establece la necesidad de disponer de dos sistemas diversos para la medición del nivel de agua del sistema primario en condiciones de "medio lazo".

Por tanto, se considera necesario que el titular envíe al CSN, en el plazo de 6 meses a partir de la renovación de la autorización de explotación, un informe en el que se describan los sistemas de medida de nivel de agua en el sistema primario en condiciones de medio lazo. En dicho informe se deberá:

- Demostrar el cumplimiento con la Generic Letter 88-17 mencionada.
- Informar de, en su caso, posibles modificaciones de diseño planificadas o problemas de funcionamiento en relación con estos sistemas de medida
- Informar del comportamiento de la fiabilidad y coherencia entre sí de los sistemas de medida durante la parada para recarga más reciente de la central

El titular en su carta de referencia CNV-L-CSN-5309, recibida el 12 de mayo de 2010 (nº de registro 41046) especifica los sistemas de medida de nivel de agua del primario (ramas calientes, cavidad de recarga, vasija del reactor y presionador) y justifica que toda esta instrumentación es redundante y diversa en consonancia con lo requerido en la carta genérica 88-17 mencionada.

La evaluación considera aceptable la información del titular.

e) Mejoras relacionadas con el uso del código GOTHIC "Gerneration of termal hydraulic informations for containments"

Durante la evaluación realizada, a lo largo del año 2009, de los análisis que soportan el nuevo sistema de refrigeración de salvaguardias tecnológicas EJ de CN Vandellós II, se había identificado que los cambios realizados en el sumidero final de calor podrían tener alguna influencia en el comportamiento de la contención, lo que podría implicar "a priori" la posibilidad de cambios en los valores limitantes de los análisis de accidentes por rotura de tuberías dentro de la contención, ya que los sistemas de extracción de calor del recinto de contención son refrigerados en última instancia por el foco final de calor. Por su parte, el titular presentó, complementariamente a su propuesta, un estudio al respecto en el que se verificaba que dichos valores limitantes no se superaban.

Por consiguiente, la entrada en operación del nuevo sistema aconsejaba el incluir en el Estudio de Seguridad de la central una revisión formal de los análisis de comportamiento de la contención en caso de ocurrencia de accidentes limitantes, los cuales están ya contemplados en el capítulo 6 de dicho documento.

El titular ha expresado en varias ocasiones su acuerdo con estas ideas, las cuales han sido discutidas de nuevo con el titular durante las reuniones celebradas los días 23 de abril y 3 de mayo de 2010, incluidas en sendas notas de reunión de referencias R10/04 y CSN/ART/SINU/VA2/1005/03[3], dentro del proceso de la RPS, acordándose que el titular establecería una propuesta formal para abordar esta tarea y que presentaría al CSN el correspondiente programa de trabajo.

El titular en su carta de referencia CNV-L-CNV-5315, recibida el 18 de mayo de 2010 (nº de registro 410929) formalizará su análisis relativo a las condiciones de presión de la contención a los diez días tras un LOCA en el marco del capítulo 6.2 del Estudio de Seguridad de acuerdo con la metodología GOTHIC y lo presentará en el CSN para obtener su autorización en abril de 2011.

La propuesta del titular expuesta en la carta CNV-L-CNV-5315 se considera aceptable.

f) Mejoras de la actualización del Estudio de Seguridad en relación con la información sobre las bases de diseño del emplazamiento

En la evaluación realizada sobre el contenido del capítulo 2 del Estudio de Seguridad en relación a la información sobre el emplazamiento, se ha considerado necesario la revisión y actualización del contenido de dicho capítulo, en lo que respecta a la información sobre factores del emplazamiento y bases de diseño asociadas.

---

[3] R10/04, nota de la reunión CSN-ANAV de 22 y 23 de abril de 2010 sobre "resultados de las evaluaciones de las áreas del CSN en relación con RPS y NAC de CN Vandellós II".

CSN/ART/SINU/VA2/1005/03, acta de la reunión CSN-ANAV de 3 de mayo de 2010 sobre 'ITC asociadas a la renovación de la Autorización de Explotación de CN Vandellós II".

No solamente se trata de bases de diseño sísmico de la planta, sino que otras bases de diseño relacionadas con parámetros del emplazamiento no se encuentran citadas ni tampoco referenciadas en el Estudio de Seguridad. Por tanto, se debe revisar y unificar los aspectos relativos al emplazamiento y sus bases de diseño en los capítulos 2 y 3, '*Características del Emplazamiento'* y '*Criterios de Proyecto y Descripción Funcional'*, respectivamente.

Transmitida al titular esta conclusión, éste ha respondido con su carta de referencia. CNV-L-CSN-5322, recibida del 21 de mayo de 2010 (nº de registro 41109), en la que asume revisar y actualizar el Estudio de Seguridad en los términos siguientes:

- El titular revisará el contenido del capítulo 2 del Estudio de Seguridad para incluir explícitamente las bases de diseño aplicadas en la central y relativas al emplazamiento.

- Además, antes de final de 2011, presentará un plan sistemático para mantener actualizada la información de este capítulo, con indicación de alcance y periodicidad, de modo que recoja la situación actual del emplazamiento y la vigencia de las bases de diseño a él asociadas.

- La primera actualización que se realice, se incluirá en la revisión preceptiva del Estudio de Seguridad que efectúe CN Vandellós II tras la parada de recarga 18 programada para 2012.

Estas acciones del titular se consideran aceptables, y engloban las indicadas anteriormente con motivo de la evaluación del APS de Otros Sucesos Externos.

9. Control de la configuración

El apartado se dedica enteramente al estado y previsiones del proceso de revisión de las bases de diseño de C. N. Vandellós II. Se exponen los antecedentes, la conexión con la ITC-24 asociada a la autorización de explotación concedida en el año 2000, las intervenciones del CSN a través de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear y la supervisión que se realizará de este proceso.

En junio del año 2000 el titular comunicó la finalización del proceso de revisión de las bases de diseño, contenidas entonces en el Manual de Criterios de Diseño (en adelante MCD) y su compatibilidad con el Estudio de Seguridad (en adelante ES) y con las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (en adelante ETFs), que culminó con una serie de inconsistencias o disconformidades que debían ser resueltas por el titular, entre ellas se requería modificar las ETFs.

La resolución de estas discrepancias fue comunicada al CSN, en su momento, mediante cartas de referencia CNV-L-CSN-3243, CNV-L-CSN-3320 y CNV-L-CSN-3324, y desde el punto de vista de licenciamiento del CSN, culminó con la presentación por el titular, ya dentro del marco de cumplimiento con la ITC-24 asociada a la autorización de explotación del año 2000, la correspondiente propuesta PC-185 de cambio de ETFs que fue aprobada como revisión nº 38 de dicho documento, y que solventaba las inconsistencias y disconformidades identificadas en el mencionado proceso específicas de este documento.

Posteriormente, el CSN realizó una evaluación del programa llevado a cabo por el titular de los criterios de diseño de determinados sistemas de CN Vandellós II, incluidos en el Manual de Criterios de Diseño de la central. El alcance de la misma fue comprobar la

estructura y el alcance del contenido de este documento, tomando como referencia el documento NEI 97-04, revisión 1 de febrero de 2001 y el de UNESA "Criterios a seguir para el plan de mantenimiento del Estudio de Seguridad y de las bases de diseño", de fecha 6 de mayo de 1998.

Como resultado de la revisión se ha comprobó que el citado Manual contiene requisitos generales de diseño, define la clase de seguridad, la normativa aplicable 10CFR y Guías reguladoras, y otros códigos y normas, aunque no indica la revisión actual aplicada. Se especifican además las interfases entre sistemas y las condiciones y modos en los que los sistemas han de estar operables. Se incluyen algunos parámetros de diseño, y no se referencia la información soporte de diseño.

Adicionalmente, se observó que las revisiones del manual de criterios de diseño han sido coherentes con la estructura, contenido y formato respecto del utilizado para su elaboración inicial, no ajustándose, por tanto, a lo especificado en los documentos NEI-97-04 y de Criterios de UNESA antes mencionados.

También se realizó una revisión de una selección del contenido del documento "Descripción de sistemas de CN Vándellós II" y se ha observado que se incluye la descripción de la operación de los sistemas en los modos aplicables, pero no se incluyen las bases de diseño, haciéndose referencia al Manual de Criterios de Diseño.

La evaluación del CSN concluyó que el programa llevado a cabo por el titular no se ajustaba a los criterios definidos en dichos documentos, por lo que el proceso culminó con un requerimiento, mediante carta a C. N. Vandellós II de referencia CSN-C-DSN-03-276, de la necesidad de llevar a cabo una revisión del MCD tomando como referencia el documento de NEI mencionado.

El titular inició el proceso de revisión de su MCD en el sentido indicado, realizando una presentación al CSN el 2 de abril de 2004, en el que expusieron su proceso de conversión del MCD en Documentos Base de Diseño (en adelante DBDs) de sistemas relacionados con la seguridad y significativos para el riesgo [4]. Este proceso se interrumpió temporalmente a raíz de las actuaciones que ha tenido que llevar acabo el titular con motivo del suceso del sistema de agua de servicios esenciales en agosto de 2004 y del Plan de Acción que surgió tras la investigación de las causas y factores contribuyentes de este suceso, para retomarlo posteriormente.

Tras la emisión de los DBD's, se procedió a la comparación con las prácticas operativas, estando pendiente la validación de las conclusiones y la ejecución de las acciones que se deriven.

La comparación de las prácticas operativas en relación con la emisión de los nuevos DBDs, ha consistido en verificar para cada Base de Diseño si afecta a las prácticas operativas de la central, y en caso afirmativo, indicar el procedimiento o procedimientos afectados, así como el resultado de esta comparación. Resta pendiente la validación de las conclusiones y la ejecución de las acciones que se deriven.

[4] El resto de sistemas de la central se mantienen en Manual de Criterios de Diseño

El titular en su carta de referencia CNV-L-CSN-5273 recibida en el CSN el 16 de abril de 2010 (nº de registro 40837) manifiesta que los nuevos documentos mejoran el contenido y las referencias respecto al MCD pero no presentan desviaciones significativas en cuanto a las funciones base de diseño descritas en los documentos ya existentes.

Asimismo en dicha carta el titular comunica que dado que, en la actualidad se está acometiendo el proceso de revisión de DBD's para C.N. Ascó y con el propósito de aplicar la experiencia derivada del mismo a C.N. Vandellós, se ha programado junio de 2012 como fecha de finalización para el proceso de conversión y validación independiente de los DBD's relacionados con la seguridad y significativos para el riesgo de esta central.

Adjunto a esta carta incluyen como anexo, documentación relativa al proceso que será utilizada en la preparación y programación de una inspección específica.

Adicionalmente, el titular en su cartea de referencia CNV-L-CSN-5294 recibida en el CSN el 6 de mayo de 2010 (nº de registro 40984) informa que los DBDs afectados por el proyecto EJ (identificados en el Anexo 1 de esta carta) se encuentran pendientes de ser revisados, y que la nueva edición de los mismos se realizará no más tarde de junio de 2010.

En base a la situación de C. N. Vandellós II, se propone como Instrucción Técnica Complementaria, el siguiente contenido:

Antes del 30 de junio de 2012, el titular deberá finalizar la verificación independiente de los resultados de la comparación de cada Documento Base de Diseño correspondiente a cada sistema de seguridad y significativo para el riesgo con las prácticas operativas de la central. Asimismo, quedarán identificadas e implantadas, bien en modificaciones de procedimientos o de los propios Documento Base de Diseño de estos sistemas, las acciones que se deriven tras la verificación y validación independiente.